

ACTES DE LA CONFÉRENCE INTERNATIONALE

SUR

L'UTILISATION DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE A DES FINS PACIFIQUES

Volume III

GÉNÉRATRICES NUCLÉAIRES

Actes de la Conférence internationale

sur

l'utilisation de l'énergie atomique à des fins pacifiques

Tenue à Genève
du 8 au 20 août 1955

Volume III

Génératrices nucléaires

NATIONS UNIES
Genève
1956

PUBLICATION DES NATIONS UNIES

N° de vente : 1956. IX. 1. Vol. 3

Prix : 7,50 dollars (E.-U.); 54/- sterling; 32 francs suisses
(ou l'équivalent en monnaie nationale)

A/CONF.8/1

NOTE LIMINAIRE

Les Actes de la Conférence internationale sur l'utilisation de l'énergie atomique à des fins pacifiques forment une série de seize volumes constitués comme suit :

Numéro du volume	*Titre*	*Séances*
I	Besoins du monde en énergie et rôle de l'énergie nucléaire . .	2, 3.2, 4.1, 4.2, 5, 24.2.
II	Physique et piles de recherche	6 A, 7 A, 8 A, 9 A, 10 A.1.
III	Génératrices nucléaires	10 A.2, 3.1, 11 A, 12 A, 13 A, 14 A.
IV	Principales sections efficaces servant à l'étude des piles	15 A, 16 A, 17 A, 18 A.
V	Physique des piles	19 A, 20 A, 21 A, 22 A, 23 A.
VI	Géologie de l'uranium et du thorium	6 B, 7 B.
VII	Chimie nucléaire et effets des rayonnements	8 B, 9 B, 10 B, 11 B, 12 B, 13 B.
VIII	Matériaux : problèmes et techniques de préparation	14 B, 15 B, 16 B, 17 B.
IX	Matériaux : essai et traitement chimique	7.3, 18 B, 19 B, 20 B, 21 B, 22 B, 23 B.
X	Les isotopes radioactifs et les rayonnements nucléaires en médecine	7.2 (Méd.), 8 C, 9 C, 10 C.
XI	Effets biologiques des rayonnements	6.1, 11 C, 12 C, 13 C.1.
XII	Les isotopes radioactifs et les rayonnements ionisants en agriculture, en physiologie et en biochimie	7.2 (Agric.), 13 C.2, 14 C, 15 C, 16 C.
XIII	Problèmes juridiques, administratifs et sanitaires. Normes de sécurité	4.3, 6.2, 17 C, 18 C.
XIV	Les isotopes radioactifs : problèmes généraux et dosimétrie . .	7.1, 19 C, 20 C.
XV	Les isotopes radioactifs et les produits de fission dans la recherche et l'industrie	21 C, 22 C, 23 C.
XVI	Séances générales, conférences spéciales et répertoire des Actes	1, 24.1, 24.3.

Ces volumes comprennent tous les mémoires présentés à la Conférence de Genève. Les secrétaires scientifiques en ont revu le texte en s'attachant avant tout à l'exactitude scientifique. On a modifié les titres de certains mémoires pour qu'ils en reflètent mieux le contenu.

Les principaux rédacteurs responsables de la préparation de ces volumes sont : Robert A. Charpie, Donald J. Dewar, André Finkelstein, John Gaunt, Jacob A. Goedkoop, Elwyn O. Hughes, Leonard F. Lamerton, Aleksandar Milojević, Clifford Mosbacher, César A. Sastre et Brian E. Urquhart.

Les comptes rendus sténographiques des séances tenues lors de la Conférence figurent dans les volumes correspondants. Ces comptes rendus comportent les rectifications apportées par les participants et, le cas échéant, les corrections d'ordre scientifique effectuées par les secrétaires scientifiques, lesquels ont également inséré les clichés, les diagrammes et les croquis aux endroits appropriés. Dans les comptes rendus, les clichés portent des numéros qui se suivent du début à la fin de chaque séance dans l'ordre où les clichés ont été présentés. Quand un cliché n'est que la répétition d'une figure qui se

trouve dans le mémoire examiné, on l'a indiqué dans le texte, et l'illustration en question ne réapparaît pas dans le compte rendu de la séance.

Le volume XVI : « Séances générales, conférences spéciales et répertoire des Actes » comprend le programme complet de la Conférence, la liste numérique des mémoires et un index des noms de leurs auteurs, la liste des délégués, les comptes rendus des séances d'ouverture et de clôture, et le texte complet des conférences spéciales du soir.

M. Francis Perrin, Haut Commissaire français à l'énergie atomique, a bien voulu autoriser ses collaborateurs du Commissariat à participer à la traduction et à la revision scientifique des mémoires présentés en langue étrangère qui figurent dans le présent volume. La préparation définitive du texte a été faite sous la direction de M. Yves Aubineau, Chef du Service de documentation du CEA.

TABLE DES MATIÈRES

Séance 10 A.2 : Cycles de combustion — Pages

P/4	Lewis	Étude économique des cycles des combustibles nucléaires	3
P/403	Dunworth	Cycles de combustion et types de piles	16
P/862	Weinberg	Analyse des cycles de combustion et des types de piles	23
Compte rendu de la séance			32

Séance 3.1 : Centrales électronucléaires : résultats acquis

P/615	Blokhintsev, Nikolaev	Première centrale atomique de l'U.R.S.S. et perspectives de développement de l'énergie nucléaire	41
P/851	Dietrich *et al.*	Construction et fonctionnement d'un prototype de génératrice nucléaire à eau bouillante	65
Compte rendu de la séance			80

Séance 11 A : Projets de génératrices nucléaires

P/333	Chambadal, Pascal	Récupération de l'énergie dégagée dans G 1, pile à graphite refroidie à l'air	95
P/337	Ailleret *et al.*	Projet de pile à double fin : G 2	99
P/336	Labeyrie, Roguin.	Détection des ruptures de gaine dans les piles refroidies par phase gazeuse	101
P/492	Andersen *et al.*	Projet de centrale nucléaire avec pile à ralentisseur en graphite	107
P/493	Starr	Centrale électronucléaire de 75 000 kilowatts équipée d'une pile à graphite et sodium	114
P/936	de Bruyn *et al.*	Projet d'un prototype à échelle réduite de pile homogène génératrice d'énergie, alimentée par de l'oxyde d'uranium en suspension	135
P/938	de Bruyn *et al.*	Suspension « sèche » d'oxyde d'uranium pour génératrice nucléaire hétérogène	141
P/494	Miles, Williams	La pile à combustible métallique liquide.	146
P/491	Amorosi *et al.*	Projet de pile autorégénératrice à neutrons rapides	157
Compte rendu de la séance			168

Séance 12 A : Projets de génératrices nucléaires

P/495	Iskenderian *et al.*	Les génératrices atomiques à eau lourde, y compris les piles à ébullition	183
P/624	Alikhanov *et al.*	Génératrice nucléaire homogène à ébullition	198
P/496	Briggs, Swartout	Piles homogènes à solution aqueuse pour la production d'énergie	205

P/335	Weill	Automatisation complète de la conduite des piles atomiques	220
P/405	Kendall, Fry	Le projet de pile rapide de Dounreay	226
P/814	Zinn	Exposé d'ensemble sur les génératrices nucléaires à neutrons rapides	231
Compte rendu de la séance			239

Séance 13 A : Prototypes de génératrices nucléaires

P/815	Simpson *et al.*	Description de la centrale nucléaire de Shippingport, équipée de la pile à eau sous pression (PWR)	247
P/879	Dahl	Étude préliminaire d'une pile expérimentale à eau lourde sous pression	284
P/497	Harrer *et al.*	Projet de prototype d'une centrale équipée d'une génératrice nucléaire à eau bouillante	293
P/498	Beall, Swartout	La pile homogène expérimentale HRT	309
P/500	Froman *et al.*	Les expériences de Los Alamos sur les génératrices nucléaires	330
Compte rendu de la séance			334

Séance 14 A : Prototypes de génératrices nucléaires

P/499	Parkins	La pile expérimentale au sodium	343
P/406	Hinton	La pile à ralentisseur en graphite et à réfrigérant gazeux; sa place dans la production d'énergie	373
P/501	Barnes *et al.*	Étude technique d'un prototype de centrale nucléaire à neutrons rapides (EBR 2)	382
P/813	Lichtenberger *et al.*	Observation du fonctionnement d'une pile à neutrons rapides refroidie par l'alliage sodium-potassium et résultats expérimentaux	399
P/816	Staebler	Programme de la Commission de l'énergie atomique des États-Unis d'Amérique pour la construction de génératrices nucléaires pour les besoins civils : grandes lignes et objectifs	418
Compte rendu de la séance			425
Catalogue des piles atomiques	Isbin		433

Séance 10A.2

CYCLES DE COMBUSTION

LISTE DES MÉMOIRES

			Pages
P/4	Étude économique des cycles des combustibles nucléaires	W. B. Lewis	3
P/403	Cycles de combustion et types de piles	J. V. Dunworth	16
P/862	Analyse des cycles de combustion et des types de piles .	A. M. Weinberg	23

Étude économique des cycles des combustibles nucléaires

par W. B. Lewis

INTRODUCTION

Il est généralement reconnu que la régénération de la matière fissile d'une pile nucléaire est nécessaire si l'on veut que le prix de l'énergie nucléaire puisse rivaliser avec celui des autres moyens utilisés pour la production de grandes quantités d'énergie électrique. Pour régénérer le combustible fissile, toute une variété de cycles sont possibles dans la manipulation et le traitement du combustible et de l'élément fertile à partir duquel on produit le nouveau combustible.

Il est intéressant d'examiner comment le choix des cycles de combustible affecte le coût de la production d'énergie électrique. Pour déterminer les cycles avantageux, prenons l'exemple de la province d'Ontario, où la majeure partie de l'énergie est produite dans des usines hydroélectriques et coûte 0,004 dollar le kilowattheure, ou même moins. On a trouvé rentable depuis quelques années de compléter ces usines par des centrales thermiques brûlant du charbon importé, lequel entre à lui seul pour 0,003 dollar dans le prix de revient du kilowattheure.

Si chaque atome d'un morceau d'uranium pouvait être désintégré, le rendement en énergie, à 200 MeV par fission, serait de 0,94 mégawatts-jour thermiques par gramme. En admettant que 25 pour cent de cette énergie puisse être convertie en électricité et que l'uranium coûte 44 dollars le kilogramme, la part de cette désintégration dans le prix de revient de l'énergie sera de 0,0078 millième d'un dollar pour un kilowattheure. Ce chiffre est minime au point d'être économiquement négligeable. Même si on récupère seulement l'énergie de fission de trois pour cent des atomes, autrement dit même si la combustion s'effectue à trois pour cent, la répercussion sur le prix de revient de l'énergie ne sera que de 0,26 millièmes de dollar par kilowattheure. Toutefois, le combustible grève le prix de revient d'autres frais encore.

A l'échelle mondiale, il faut envisager des installations capables de produire une énergie électrique nucléaire susceptible d'atteindre, dans l'espace d'une génération, plusieurs centaines de millions de kilowatts. Une puissance installée de 100 millions de kilowatts, utilisée 300 jours par an, et qui convertit 25 pour cent de l'énergie thermique en énergie électrique, exige 120 tonnes de matière fissile annuellement. Pour une combustion de 1 pour cent, cela représente un approvisionnement de 12 000 tonnes par année par cent millions de kilowatts. Il est évident que pour une utilisation à si vaste échelle, il serait intéressant que la combustion soit supérieure à 1 pour cent. A partir de 3 pour cent, l'approvisionnement en combustibles doit cesser de constituer un problème majeur.

Ainsi donc, que l'on considère le coût initial ou les disponibilités d'uranium ou de thorium pour la production d'énergie en grandes quantités, on est amené à s'intéresser très vite à un cycle d'exploitation peu coûteux, comportant une combustion d'au moins 1 pour cent et, de préférence, d'environ 3 pour cent. Ce dernier cycle doit rester suffisant, estime-t-on, pendant plusieurs décennies.

FRAIS DE FABRICATION DU COMBUSTIBLE ET DE NOUVEAU TRAITEMENT

La majorité des types de piles exigent que l'uranium, avant d'être introduit dans l'appareil, subisse une préparation et soit muni d'une gaine. Pour simplifier le calcul, le coût de ces opérations est inclus dans le coût de la matière première livrée à la pile.

En outre, l'uranium aura probablement besoin d'être soumis ultérieurement à un nouveau traitement, destiné à le débarrasser des produits de fission, avant de pouvoir donner les 3 pour cent voulus d'énergie de fission. De plus, l'enlèvement des produits radioactifs de la désintégration exige des précautions spéciales.

De tous ces frais, ceux de nouveau traitement paraissent devoir être les plus élevés. Ils peuvent toutefois être réduits par un choix judicieux de l'irradiation et du cycle de nouveau traitement.

Nous estimons acceptables les frais de nouveau traitement du combustible s'ils augmentent le prix de revient de l'énergie électrique d'un maximum de 0,5 millième de dollar pour un kilowattheure. Pour l'ingénieur chimiste, cela doit se traduire par une formule indiquant la dépense permise pour le traitement d'une certaine quantité de matières. La dépense permise sera de : 24 heures/jour $\times$ 0,5 millième de dollar par kWh $\times$ 0,25 (rendement présumé de la conversion de l'énergie thermique en électricité) = 3 dollars par gramme de produits de fission.

Si le combustible (uranium ou thorium naturels, enrichis ou appauvris) est irradié en vue d'un rendement de 4 000 mégawatts thermiques par jour par tonne avant le nouveau traitement, il contiendra 4 kg de produits de fission par tonne, et la dépense permise (voir plus haut) sera de 12 dollars par kilogramme de combustible à traiter.

Original : anglais.

Il est intéressant d'exprimer cela en une formule générale. La dépense permise pour le traitement sera de :

$24\ n \times c_p \times e$ dollars par kilogramme de combustible, l'énergie produite étant $n \times 10^3$ mégawatts-jour par tonne avant le nouveau traitement, c_p = la part du traitement dans le prix de revient de l'énergie en millièmes de dollar par kilowattheure, e = rendement de la conversion d'énergie thermique en électricité.

Pour l'ingénieur chimiste qui recherche quel est le maximum de dépense permise pour le traitement, cette formule semble indiquer la limite à ne pas dépasser, mais il n'en est rien; car si le combustible contient de l'uranium-238, ou du thorium, une certaine quantité de nouvelle matière fissile, plutonium ou uranium-233, chimiquement séparable, aura été produite. Le traitement peut comporter la séparation de cette matière et son retour à la pile sous une forme telle que les produits de fission que l'on recueille ensuite n'obligent pas à retraiter de nouvelles quantités d'uranium-238 ou de thorium. Cette ségrégation permet en outre d'éliminer le plutonium-242, isotope indésirable dont la présence rendrait impossible l'utilisation du combustible dans les piles à neutrons thermiques. Ainsi, la méthode en question peut accroître sensiblement la marge de tolérance pour les dépenses, comme le montre l'exemple donné au chapitre qui traite du recyclage avec charge d'appoint.

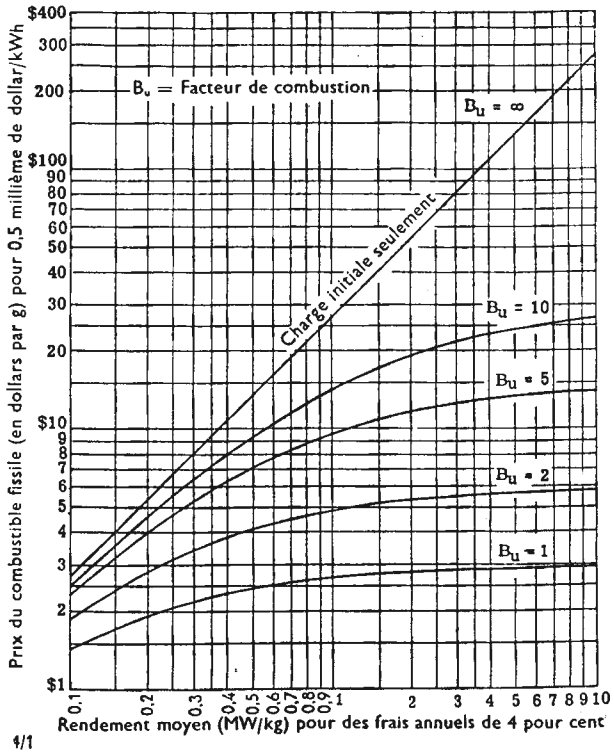
Pour la plupart des cycles de combustion à haute consommation, la dépense permise reste à peu près proportionnelle à $n \times 10^3$ mégawatts-jour par tonne avant le nouveau traitement. La déformation ou la rupture physiques du combustible et l'empoisonnement de la pile sous l'effet de l'absorption de neutrons par les produits de fission sont les principaux facteurs qui limitent la valeur de n. L'importance relative de ces facteurs varie considérablement selon le type de pile employé. Dans les piles où les éléments combustibles sont solides, l'absorption, par le revêtement métallique du combustible et par le réfrigérant et ses conduits, modifie la limite admise pour l'irradiation du combustible. Toutefois, il est parfois possible de déplacer le combustible dans la pile, d'une position où la limite est atteinte vers une autre où il demeure utile. De plus, sous l'influence de l'irradiation, les éléments fissiles croissent dans l'uranium et le thorium appauvris, qui peuvent donc être placés aux endroits où les éléments fissiles sont plus utiles. Par de telles manipulations, il est possible d'augmenter la valeur de n avant le nouveau traitement.

FRAIS D'APPROVISIONNEMENT INITIAL EN COMBUSTIBLE ET CHARGE D'APPOINT

Les frais d'approvisionnement initial en combustible entrent eux aussi dans le prix de revient de l'énergie. Ces frais peuvent être très importants pour certaines piles, surtout les piles régénératrices de neutrons rapides, où la charge de matière fissile pure ou fortement enrichie est nécessairement considérable.

Comme l'utilisation des génératrices d'énergie nucléaire n'en est qu'à ses débuts, le prix de la matière fissile séparée dépend de facteurs fort complexes. Une production économique exige de vastes usines de séparation des isotopes, ou l'utilisation combinée de grandes génératrices atomiques et d'usines d'extraction chimique. A une échelle réduite et sans revenu supplémentaire, les frais sont estimés à plusieurs centaines de dollars par gramme pendant les premières années. Cela donne un net avantage aux génératrices qui exigent peu ou pas de matière fissile enrichie et qui, par conséquent, utilisent surtout de l'uranium naturel. Cet avantage peut durer plusieurs dizaines d'années encore. Pourtant, d'autres cycles de combustible méritent d'être envisagés, en particulier ceux qui n'ont besoin que d'une charge initiale de matière fissile enrichie, le combustible fissile séparé provenant par la suite de la pile elle-même, ce qui fait que les seules dépenses ultérieures sont les frais de nouveau traitement. Si cette charge initiale est utilisée pour donner un haut rendement d'énergie, les frais de premier approvisionnement peuvent être acceptables.

Il est intéressant d'évaluer le prix du combustible séparé qui, par suite des frais de charge initiale et de charge d'appoint augmente d'une quantité donnée le prix de revient de l'énergie électrique. Ce rapport est indiqué à la figure 1 pour une augmentation de 0,5 millième de dollar par kilowattheure du coût de l'énergie (voir ci-dessus). La courbe supé-



4/1

Figure 1. — Valeur du combustible fissile.

rieure de la figure 1 correspond à une charge initiale sans approvisionnement ultérieur; on suppose que les frais sont de 4 pour cent par an.

Le « rendement moyen » et le « facteur de consommation » ont tous deux un sens spécial dans la figure 1 et peuvent se rapporter au combustible fissile séparé ou au combustible moyen. En utilisant la figure, il faut veiller à ce que les significations soient uniformes. La figure 1 a été obtenue en évaluant comme suit les parts de la charge initiale et de la charge d'appoint dans le coût de production de l'énergie électrique.

Charge initiale

La charge initiale est la somme de tous les combustibles fissiles séparés dont la pile est alimentée, déduction faite des combustibles produits dans la pile même et des quantités afférentes à l'appoint. Le rendement moyen dans le temps de l'énergie thermique totale produite dans la pile en mégawatts par kilogramme de charge initiale de combustible séparé est le rendement moyen du combustible de la charge initiale $r_{av.s}$ en MW/kg ou kW/g. Si P_s/g dollar est le prix que l'on a assigné au combustible fissile séparé et si la charge initiale comporte des frais annuels de a pour cent, les frais sont (1 000 p_s) millièmes de dollar $\times$ $a/100$ par année par gramme. Puisque l'énergie électrique produite par année de 8 766 heures par gramme de charge initiale est $8\,766 \times r_{av.s} \times e$ kWh, la répercussion sur le prix de revient de l'énergie est $c_i = p_s \times a/876{,}6\, r_{av.s} \times e$ millième de dollar par kilowattheure.

Charge d'appoint

Si l'on pose B_{us} = facteur de consommation = mégawatts thermiques-jour produits par la pile (soit 24 000 kWh) par g de combustible fissile séparé d'appoint, l'énergie électrique est 24 000 $e \times B_{us}$ kWh/g.

Le coût est 1 000 p_s millième de dollar par gramme de combustible séparé.

Donc, la part de c_{fs} dans le prix de revient de l'énergie est :

$c_{fs} = p_s/24\, e \times B_{us}$ millième de dollar par kilowattheure.

Si on additionne les valeurs ci-dessus, on obtient :

$$P_s = (c_{fs} + c_i)\, e/\, (a/876{,}6\, r_{av.s} + 1/24\, B_{us})$$

Cette équation peut aussi être utilisée d'une autre façon; appliquée au total général de combustible fissile fourni, elle permet de calculer la part, dans le prix de revient de l'énergie, de la charge initiale (c_i) et de la charge d'appoint (c_{fs}). Ainsi :

$$c_i + c_{fs} = (a/876{,}6\, r_{av} + 1/24\, B_u)\, p/e$$

r_{av} et B_u s'appliquent au combustible fissile moyen fourni à la pile, séparé ou non, et p représente le prix du gramme de ce combustible fissile moyen fourni à la pile. Cette équation reparaît, plus détaillée, au dernier chapitre de ce mémoire.

L'alimentation d'appoint en combustible fissile est, par définition, $1/B_u g$ par mégawatt thermique-jour.

IRRADIATION PROLONGÉE DE L'URANIUM NATUREL

Avant de traiter en plus grand détail des cycles de combustible (voir le chapitre relatif au recyclage), il convient de revenir sur certaines caractéristiques des combustibles disponibles, et en particulier de l'uranium naturel, et des produits irradiés par l'uranium naturel. Les changements significatifs produits par une longue irradiation de l'uranium naturel dans une pile à neutrons thermiques sont illustrés par les figures 2, 3, 4 et 5. Du fait de résonances très marquées dans l'absorption des neutrons par l'uranium-238 et le plutonium-240, ces courbes ne sont ni d'une application générale, ni d'une grande exactitude. Pour établir ces courbes, l'hypothèse admise est que l'absorption par résonance des neutrons a un rapport constant avec l'absorption des neutrons thermiques, ce qui permet de déterminer les sections efficaces « effectives » des neutrons thermiques. Elles dépendront de la température effective des neutrons et aussi, à cause des effets importants d'autoprotection aux résonances, de la forme et de la disposition de l'uranium dans la pile ainsi que du degré d'irradiation.

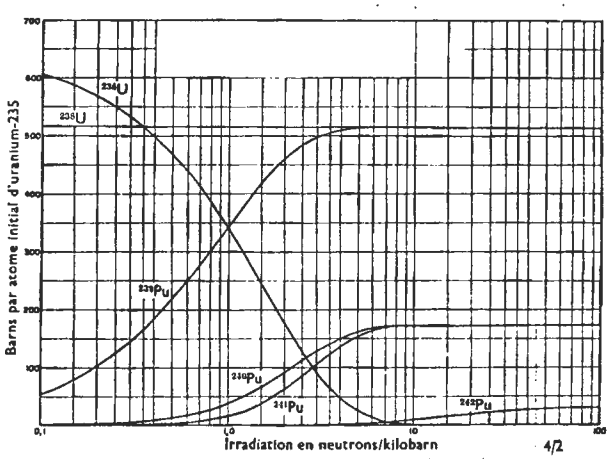


Figure 2. — Irradiation prolongée de l'uranium naturel. Changements dans l'absorption des neutrons dus à la croissance des isotopes du plutonium. Paramètres du Cas 17.

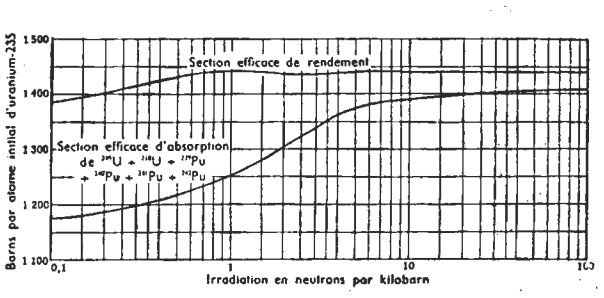


Figure 3. — Conversion de l'uranium naturel en plutonium en équilibre dans une pile à neutrons thermiques. Paramètres du Cas 17.

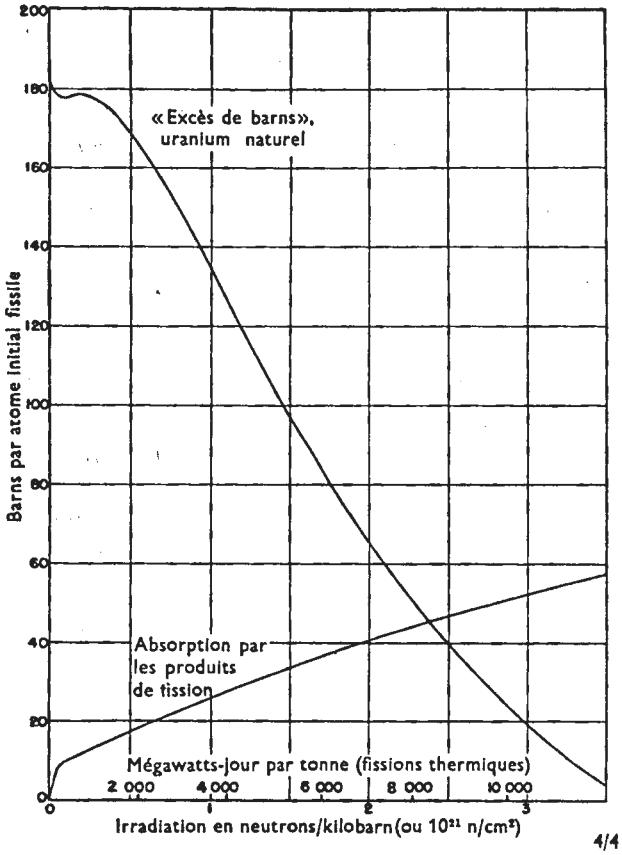


Figure 4.

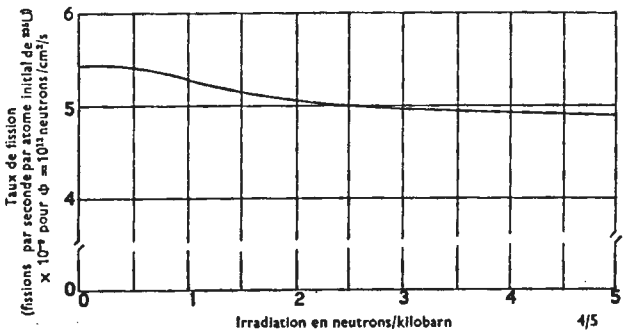


Figure 5. — Irradiation prolongée de l'uranium naturel. Variation de la chaleur produite (taux de fission) dans un flux constant.

Pour établir les figures 2, 3, 4 et 5, on a supposé que la quantité d'uranium-238 est constante et que le plutonium-239 en est formé par l'uranium, sous l'effet du flux de neutrons, à un taux régulier de 0,8 atome de plutonium par atome d'uranium-235 détruit à la concentration initiale d'uranium-235.

Les autres paramètres utilisés sont indiqués au tableau 1.

Tableau I

Cas 17. — Paramètres.

σ_5 = 645 barns	σ_9 = 1 100 barns	σ_1 = 1 700 barns
σ_{f5} = 545 barns	σ_{f9} = 730 barns	σ_{f1} = 1 400 barns
η_5 = 2,112	η_9 = 2,00	η_1 = 2,35
ν_5 = 2,50	ν_9 = 3,0	ν_1 = 2,85
σ_6 = 25 barns	σ_0 = 700 barns	σ_2 = 60 barns

σ est employé pour la section efficace d'absorption et σ_f pour la section efficace de fission. Les chiffres en indice 5, 6, 8, 9, 0, 1, 2 indiquent uranium-235, uranium-236, uranium-238, plutonium-239, plutonium-240, plutonium-241 et plutonium-242.

η = Nombre de neutrons de fission libérés par atome fissile détruit.

ν = Nombre de neutrons libérés par fission.

Cette série particulière de paramètres, appelée le Cas 17, est adoptée pour de nombreux calculs. On travaille encore à déterminer ces quantités dans beaucoup de laboratoires à travers le monde, aucune série de valeur n'étant universellement acceptée. De plus, les formules utilisées dans les calculs ne sont qu'approximatives, à cause de la grande difficulté de tenir compte des effets d'autoprotection des résonances aiguës, en particulier dans l'absorption des neutrons par l'uranium-238 et le plutonium-240. Les valeurs employées pour les constantes de l'uranium-235 ne diffèrent guère des valeurs de 1950. En mesurant au spectromètre de masses les rapports plutonium-240/plutonium-239 dans les barres d'uranium irradiées dans la pile NRX jusqu'à 3 000 mégawatts-jour par tonne, la section efficace de capture du plutonium-239 (σ_{c9}) reliée à σ_{f5} = 545 barns est égale à 370 $\pm$ 15 barns. Les valeurs attribuées à σ_0 et σ_1 sont choisies pour correspondre aux résultats de ces mesures, mais les erreurs peuvent être considérables. Des échantillons de plutonium ont été irradiés dans des positions de grand flux dans la pile NRX et les rapports entre les isotopes produits ont été déterminés par des mesures au spectromètre de masses. A ces résultats correspondent le mieux σ_0 = 500, σ_1 = 1 500, σ_{c1} = 300 barns, mais dans ces positions d'irradiation, le flux épithermique est seulement la moitié environ de celui des barres d'uranium. Les valeurs maxima adoptées pour σ_1 et σ_{f1} correspondent d'une part au flux épithermique plus important dans les barres et tiennent compte d'autre part de l'effet d'autoprotection plus marqué du plutonium-240, qui doit produire du plutonium-241 d'abord rapidement, puis plus lentement. La valeur de η_1 est présumée; elle correspond à ν_1 = 2,85, ce qui ne semble pas incompatible avec ν_9 = 3,0. Les valeurs de σ_6 et σ_2 proviennent de mesures faites à Chalk River. Il convient de noter que toutes ces valeurs représentent des valeurs effectives dans des piles à uranium

métallique utilisant l'eau lourde comme modérateur; ce ne sont pas des valeurs à 2 200 mètres par seconde.

Le dégagement de chaleur est ordinairement exprimé en mégawatts thermiques-jour, cependant on peut établir une corrélation avec le flux de neutrons et avec les paramètres en admettant que : 1) le rapport des atomes d'uranium-238 et d'uranium-235 dans l'uranium naturel est 138 : 1; 2) la chaleur totale dans toute la pile est 198 MeV/fission $= 3{,}17 \times 10^{-11}$ joule/fission $= 3{,}67 \times 10^{-22}$ mégawatts-jour par fission; 3) le rapport des fissions totales aux fissions thermiques $= \varepsilon'$ $= 1{,}058$ [$\varepsilon' = 1 + (\varepsilon - 1)\,\nu/(\nu_8 - 1) = 1{,}058$ pour $\nu = \nu_8 = 2{,}5$; et le « facteur de fission rapide » $\varepsilon = 1{,}035$ = rapport de tous les neutrons de fission aux neutrons de fission thermique]. En partant de ces hypothèses, une irradiation de 10^{21} n/cm^2 ou 1 n/kilobarn = 3 850 mégawatts-jour/tonne. Il se trouve qu'avec les hypothèses admises pour la production du plutonium (voir plus haut), le taux du dégagement de chaleur dans un flux de neutrons constant varie probablement de moins de 5 pour cent au cours d'une irradiation prolongée; ce taux est inférieur aux indications de la figure 5 et découle des paramètres du Cas 17, en admettant que $E_{f9} = E_{f1} = 206$ MeV (E_f = énergie libérée par fission). Pour le plutonium-239, on trouve $\varepsilon' = 1{,}07$, donc $(\varepsilon' E_f)_9/(\varepsilon' E_f)_5 = 1{,}07 \times 206/1{,}058 \times 198 = 1{,}05_2$. Cette valeur compense en partie le taux de fission, plus bas de 10 pour cent, du mélange d'équilibre du plutonium-239 + plutonium-241, qui découle de ces hypothèses.

L'irradiation de 1 neutron par kilobarn d'uranium naturel (avec un facteur de régénération initiale de 0,8) donne en chiffres ronds 1 000 mégawatts-jour par tonne.

Il convient d'observer que l'augmentation de la section efficace d'absorption de l'uranium naturel, qui se produit entre des irradiations de 0,5 et 2,5 neutrons par kilobarn, est due en grande partie à l'augmentation de plutonium-240. Un pas important a été franchi chez nous en 1951, quand on s'aperçut que la section efficace élevée d'absorption de neutrons du plutonium-240 ne représentait qu'un défaut d'aménagement de la pile. Le rôle du plutonium-240 est très semblable à celui de l'uranium-238 puisqu'il fournit une source de nouveau matériel fissile. Son effet peut être compensé soit en enlevant l'uranium-238 après séparation chimique, soit en augmentant la quantité de matériel fissile dans la pile.

L'absorption probable de neutrons par les produits de fission est indiquée à la figure 4. Celle-ci ne comprend pas l'absorption par le produit de fission transitoire xénon-135, qui, à l'équilibre dans une pile à grand flux, varie, croit-on, de 25 à 35 barns environ à l'échelle de la figure 4. Cet important poison des produits de fission fait l'objet d'autres études présentées à cette Conférence. Le coude initial de la courbe du produit de fission dans la figure 4 est dû aux produits de fission à longue période, à très grandes sections efficaces, qui atteignent rapidement une absorption limite, où la vitesse de destruction équilibre la vitesse de formation. Le plus significatif de ces produits de fission est le samarium-149. La figure 4 peut servir à évaluer le profit à tirer de l'extraction des produits de fission au cours du traitement. L'uranium-236 a été inclus dans les produits de fission, mais il n'est pas enlevé par le traitement chimique.

Les « barns en excès » de la figure 4 permettent, en un sens, de mesurer la réactivité du combustible. La signification exacte et l'interprétation de ce terme sont examinées au chapitre traitant des exigences de la réactivité.

IRRADIATION PROLONGÉE DE L'URANIUM ENRICHI EN URANIUM-235

Quand on utilise de l'uranium enrichi en uranium-235, le dégagement de chaleur en mégawatts-jour par tonne et l'accumulation de produits de fission pour une irradiation de neutrons donnée sont proportionnels au contenu en uranium-235. Si la limite d'irradiation est déterminée par l'accumulation de produits de fission, le traitement devra s'exécuter après le même dégagement de chaleur par tonne et, donc, quand la fraction d'uranium-235 détruit est plus petite, l'enrichissement est plus grand. Pour que l'opération soit économique, il est avantageux de maintenir un haut facteur de régénération du combustible (nombre de nouveaux atomes fissiles formés par atome fissile détruit) et si ce facteur est le même que dans les figures 2, 3, 4 et 5, les changements seront semblables à ceux indiqués dans ces figures, l'échelle d'irradiation des neutrons étant différente.

Un facteur élevé de régénération s'obtient facilement dans une telle génératrice à uranium enrichi en rendant le réseau plus compact, ce qui favorise la capture des neutrons par l'uranium-238 dans la gamme de résonance d'énergies de quelques électrons-volts.

L'enrichissement en uranium-235 peut être uniformément distribué à travers l'uranium ou concentré dans des éléments de combustible séparés. Chaque méthode présente des avantages et des inconvénients. Le débit régulier de chaleur par une distribution uniforme du combustible offre un avantage technique. Un autre avantage de cette distribution uniforme est l'apport plus important d'énergie dû à la fission rapide d'uranium-238.

Un inconvénient de la distribution uniforme a déjà été mentionné, à savoir la nécessité de traiter plus fréquemment la charge d'uranium, si la limite d'irradiation est déterminée par son contenu en produits de fission. Un autre inconvénient est que l'uranium-236 s'accumule dans le combustible et se trouve continuellement remis en circuit, car le fort résidu d'uranium-235, lors de chaque traitement, l'empêche d'être éliminé avec l'uranium-238.

Un troisième inconvénient est la charge initiale accrue d'uranium-235, car le traitement de l'uranium peut être retardé jusqu'à la désintégration de l'uranium-237 par suite de l'activité des rayons gamma associés. Si tout l'uranium-235 est mélangé à la charge d'uranium, il subira le même retard.

Une autre opération, favorable en théorie à la distribution uniforme, peut dans la pratique avoir l'effet contraire. C'est le passage du combustible dans une installation de séparation d'isotopes. Si l'on dispose d'une installation de séparation d'isotopes de capacité suffisante, il est exact, en général, que le coût de l'opération est moindre si les combustibles sont traités tous à la fois, et ne sont pas portés à un degré d'enrichissement supérieur au degré requis. Mais, dans la pratique, l'importance des capitaux investis et les frais de manipulation peuvent contrebalancer cet avantage théorique.

En pratique, le choix entre ces diverses solutions dépendra probablement de considérations plus précises. La question principale qui se pose est de savoir s'il convient ou non, du point de vue de l'économie, de construire une installation d'enrichissement d'isotopes à côté d'une génératrice à haute puissance. Nous reviendrons là-dessus au dernier chapitre de ce mémoire.

LE PLUTONIUM COMME COMBUSTIBLE RECYCLÉ DANS LES PILES A NEUTRONS THERMIQUES

Lorsque le plutonium est extrait de l'uranium irradié, les quantités relatives des différents isotopes obtenus dépendront de l'irradiation. Si le plutonium extrait est recyclé en vue d'une irradiation supplémentaire, les rapports des isotopes continueront à changer, mais suivront un cours différent de celui de la figure 2, car le plutonium-239 sera progressivement détruit et non remplacé. On trouvera à la figure 6 un exemple des changements auxquels on peut s'attendre; il s'agit ici de plutonium extrait de l'uranium naturel, irradié à 1 neutron par kilobarn et produisant au début 0,8 atome de plutonium-239 par atome d'uranium-235 détruit. Les sections efficaces nucléaires et les autres paramètres de la figure 6 sont les mêmes que dans le Cas 17 (voir tableau 1).

On peut observer qu'après une irradiation d'environ 4 neutrons par kilobarn, le rendement en neutrons de la fission plutonium-239 + plutonium 241 tombe à peu près au même taux que l'absorption par plutonium-241, le taux étant celui qui est déterminé par la destruction du plutonium-240. L'isotope plutonium-242 continue cependant a croître dans toute la gamme d'irradiation indiquée, de sorte que la section efficace d'absorption totale tombe moins rapidement, et, ainsi, la valeur effective de η décroît (η_{eff} = rendement en neutrons par neutrons absorbés par tous les isotopes du plutonium). La

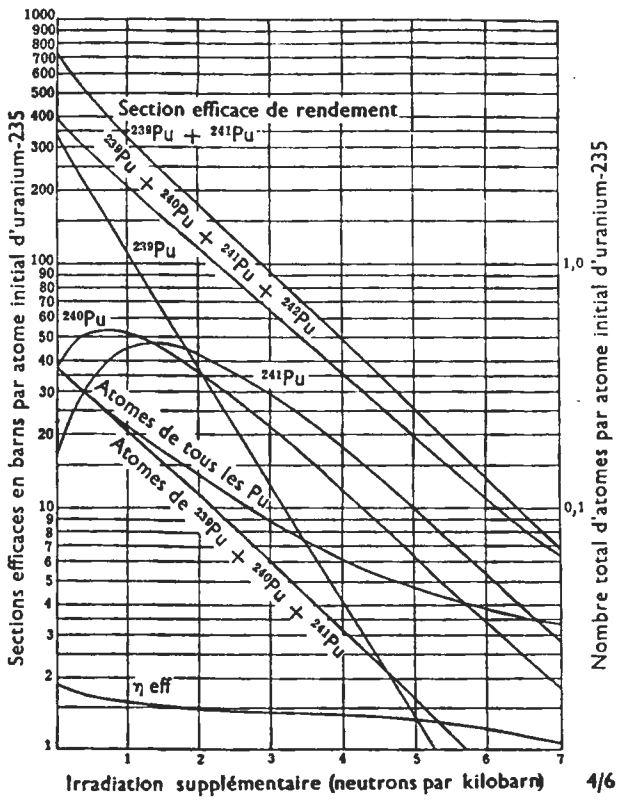


Figure 6. — Irradiation du plutonium séparé de l'uranium à 1 neutron par kilobarn. Paramètres du Cas 17.

courbe la plus basse indique les variations de η_{eff} et montre qu'elles sont contenues dans la gamme 1,5 à 1,4 à 2 à 4,5 neutrons par kilobarn d'irradiation. Cette valeur constante est due à la génération du plutonium-241 fissile par la destruction du plutonium-240.

Ces variations de rendement et d'absorption des neutrons indiquent qu'après une irradiation de 1,5 à 2 neutrons par kilobarn, quand le rendement est tombé à un tiers du rendement original, le plutonium doit être traité à nouveau, car il peut alors être renvoyé à la pile avec un tiers, ou moins, de la surface de transfert de chaleur et, par conséquent, avec moins d'absorption parasite de neutrons par la gaine. De 2 à 4,5 neutrons par kilobarn, le rendement en neutrons diminue d'un multiple de 5, mais le η effectif ne baisse guère. Toutefois, si l'absorption parasite par la gaine et par les produits de fission est comprise dans l'évaluation de η, cette valeur tombe plus brutalement pour atteindre probablement la limite utile à environ 4,5 neutrons par kilobarn d'irradiation, où la section de rendement efficace excède l'absorption de 10 barns, ou d'environ 160 barns par atome de plutonium fissile retourné à 2 neutrons par kilobarn.

Le plutonium peut à notre avis être éliminé à 4,5 neutrons par kilobarn, car on verra que, sur les 38 atomes de plutonium du début, il en reste seulement 5,3 (ou 14 pour cent), dont 3,7 sont des

atomes de plutonium-242, et les atomes utiles éliminés ne dépassent pas 4 pour cent de la quantité initiale.

On doit se rappeler que le plutonium-241 a une période de demi-vie radioactive relativement brève, soit 13 ans. Pour réduire les pertes, le plutonium doit être traité et recyclé sans tarder, et irradié à un flux de neutrons très dense.

LE RECYCLAGE AVEC UNE CHARGE D'APPOINT D'URANIUM NATUREL

Les coûts et marges de dépense permises d'un cycle particulier, avec l'uranium naturel comme charge d'appoint, seront examinés ici avant de passer à l'étude d'autres cycles. Nous considérerons que la limite d'irradiation de l'uranium est déterminée par son contenu en produits de fission dérivés de l'uranium-235, du plutonium-239, du plutonium-241 ou de l'uranium-238. Supposons que cette limite soit d'environ 4,25 kg de produits de fission par tonne. Ceci correspond à des fissions donnant un dégagement de chaleur de 4 250 mégawatts-jour par tonne.

Le cycle de combustible est indiqué au tableau 2.

Le plutonium est renvoyé séparément à la pile comme combustible et le recyclage le désintègre en totalité, à part ce qui devient du plutonium-242 (en négligeant la désintégration radioactive du plutonium-241). La fraction qui devient du plutonium-242 est estimée à $\sigma_{c9}\sigma_{c1}/\sigma_9\sigma_1 = 0{,}089$ pour le plutonium-239 et à $\sigma_{c1}/\sigma_1 = 0{,}177$ pour le plutonium-240 et le plutonium-241. L'énergie totale à $3{,}82 \times 10^{-22}$ mégawatts-jour par fission (206 MeV) du plutonium-239 est de 0,878 mégawatt-jour par gramme et celle du plutonium-240 et du plutonium-241 est de 0,790 mégawatt-jour par gramme. L'énergie totale est alors $17{,}05 + 0{,}878 \times 11{,}4 + 0{,}790 \times 4{,}18 = 30\,350$ mégawatts-jour par tonne.

Cette évaluation suppose un facteur de fission rapide de 1,035 pour toutes les fissions ayant lieu dans l'uranium. L'évaluation est probablement inférieure à la réalité. On n'a pas tenu compte des gains dus à la fission rapide du plutonium séparé. Aucun compte n'a été tenu, d'autre part, des pertes en cours de traitement, qui, d'ailleurs, doivent être minimes. L'énergie plutonium-240 + plutonium-241 a été surestimée, car il est probable qu'une certaine quantité est éliminée avec le plutonium-242. Le recyclage du plutonium est étudié plus haut.

Tableau 2

Cycle de combustible pour une combustion de 3 pour cent

Étape	Genre de combustible	Irradiation (neutrons/kb)[b]	Produits de fission (kg)[c]	^{235}U (kg)	^{239}Pu (kg)	^{240}Pu + ^{241}Pu (kg)	^{241}Pu (kg)
1	Uranium naturel	1,11	4,24	3,46	2,4	0,55	0,085
2	Uranium appauvri, premier stade[a]	1,66	4,25	1,19	2,8	0,95	0,195
3	Uranium appauvri, deuxième stade	2,14	4,28	0,30	3,07	1,28	0,29
4	Uranium appauvri, troisième stade	2,33	4,28	0,066	3,13	1,40	0,33
	TOTAL		17,05		11,4	4,18	0,90

[a] Les trois catégories d'uranium appauvri sont les produits des étapes de traitement 1, 2 et 3, après extraction du Pu et des produits de fission.

[b] kb = kilobarn = 10^{-21} cm².

[c] Ou bien : milliers de mégawatts-jour par tonne de dégagement de chaleur.

Les irradiations choisies pour les combustibles d'uranium sont celles qui donnent 4 000 mégawatts-jour par tonne par fission thermique. L'accroissement à 4,25 ou 4,28 provient de la contribution de la fission rapide de l'uranium-238. Le calcul a été fait de cette manière pour faciliter les changements ultérieurs à effectuer pour tenir compte d'autres facteurs de fission rapide, car la limite d'irradiation est choisie quelque peu arbitrairement; il y a corrélation entre les deux.

Il convient de noter que, dans l'état d'équilibre de ce cycle, près de la moitié de l'énergie provient du plutonium après séparation, et $^1/_8$ de l'énergie provient de chacun des quatre types de combustibles d'uranium. L'uranium le plus appauvri ne donne un gain net de neutrons qu'après avoir été irradié un certain temps. Il doit donc, au début, être placé vers la périphérie de la pile, où l'absorption de neutrons est nécessaire pour diminuer les pertes. Ces régions ont un flux de neutrons relati-

vement faible. Puisque l'irradiation du combustible doit être grande, ≠ 1 neutron par kilobarn, le combustible y restera relativement longtemps, par exemple 1 150 jours à 10^{13} neutrons/cm²/seconde. Il faudrait donc de nombreuses années au cycle pour atteindre son équilibre. Nous admettons qu'il s'agit ici d'une pile où la position et le type de combustible peuvent être changés et nous supposons donc que, dans les premières années du fonctionnement, la pile sera alimentée par plus d'uranium naturel et moins de plutonium séparé. Le thorium peut aussi remplacer en partie l'uranium appauvri, et l'uranium enrichi en uranium-235 ou uranium-233 peut remplacer le plutonium. La gamme des possibilités pratiques paraît vaste et nous le signalons ici afin de mettre en garde contre une lecture trop littérale et trop restreinte des valeurs et corrélations indiquées dans cette étude.

En état d'équilibre, et si l'on néglige les pertes en cours de traitement et la part d'énergie apportée par la fission rapide de l'uranium-238, une énergie thermique de 28 800 mégawatts-jour s'obtient à partir d'une tonne d'uranium naturel. En supposant, comme précédemment, que le rendement de la conversion d'énergie thermique en énergie électrique est de 25 pour cent et que le coût du combustible d'uranium introduit dans la pile est de 44 dollars le kg, le coût du kWh à ce stade est de 0,255 millième d'un dollar. Si le traitement ajoute 0,5 millième de dollar au prix du kWh, il faut compter, pour une dépense permise de 3 dollars par gramme de produit de fission, sur une dépense de 86,4 dollars par kilogramme d'uranium fourni à la pile. Cette dépense comporte : l'extraction à quatre reprises du plutonium, le renvoi de l'uranium dans la génératrice comme combustible à trois reprises, et la préparation et le chemisage du combustible plutonium. Si le plutonium séparé est traité à nouveau une fois durant sa période d'irradiation (comme suggéré ci-dessus), il faut, en outre, traiter et chemiser le résidu de plutonium recyclé. De plus, les produits de fission extraits doivent être évacués. Les frais doivent s'élever à 21,6 dollars pour le traitement et le chemisage de 4 g de plutonium et 1 kg d'uranium.

Une génératrice thermique de 400 mégawatts, utilisant une installation de cyclage du combustible d'un rendement de 80 pour cent, exigera le traitement de $\frac{320 \times 4}{28{,}8} = 44{,}5$ kg d'uranium par jour. C'est relativement peu et il serait plus économique de construire une installation pouvant servir dix à vingt génératrices de ce genre. Nous n'avons pas d'expérience pratique à pareille échelle et pouvons seulement dire que la dépense ne semble pas prohibitive. Il est néanmoins intéressant de constater comment cette dépense varie selon les cycles de combustible. Les calculs faits pour d'autres cycles sont indiqués aux figures 7 et 8. On y verra que, comme indiqué au début du présent mémoire, la dépense pour un prix de combustible

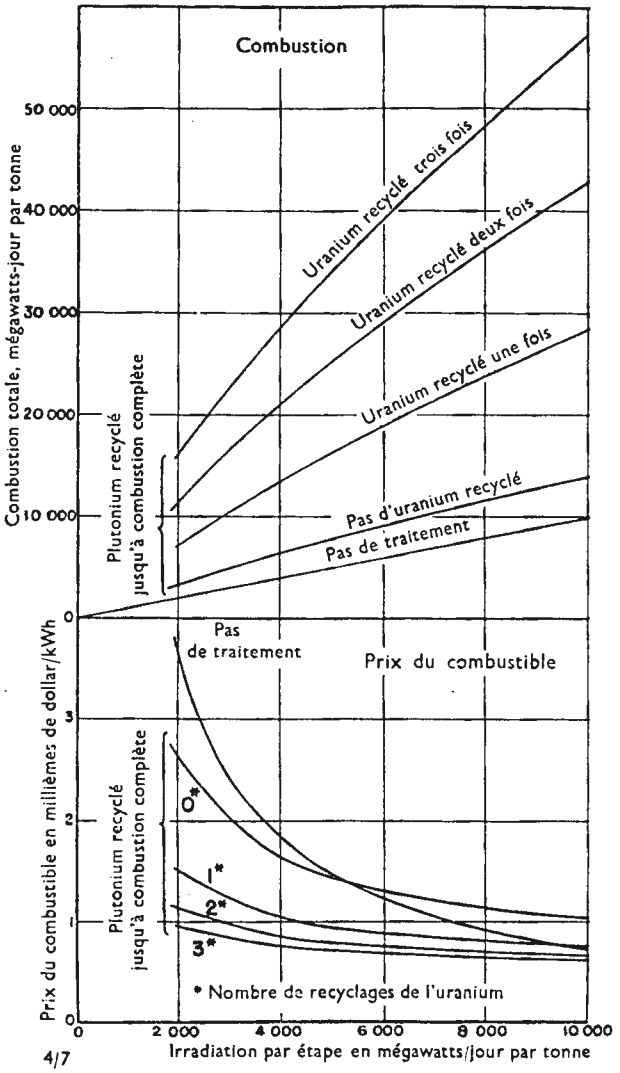


Figure 7. — Combustion et prix du combustible.

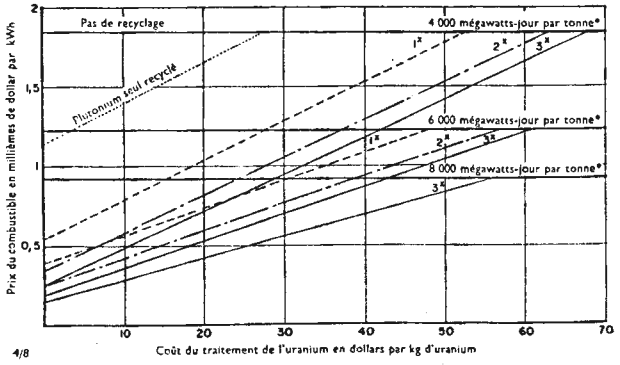


Figure 8. — Recyclage du combustible dans les génératrices nucléaires.

Frais de combustible et coût du traitement de l'uranium. Le coût du traitement est la moyenne de chaque extraction y compris le retour à la pile. Les frais de combustible sont la part, dans le coût de l'énergie, du coût de l'approvisionnement en uranium à 44 dollars le kg et de son traitement. 1^x, 2^x, 3^x = nombre de retours de l'uranium à la pile. * = irradiation par étape.

donné est à peu près proportionnelle à l'irradiation en mégawatts-jour par tonne avant le traitement.

Les cycles illustrés aux figures 7 et 8 ne sont pas tous réalisables. Trois importantes conditions pratiques doivent être remplies. La réactivité doit être maintenue, la régénération du combustible fissile doit être suffisante et les limitations en matière d'élimination de la chaleur déterminées par les limites de la température du combustible doivent être respectées. Quelques aspects de ces questions sont examinés dans les chapitres ci-après.

LE FACTEUR DE RÉGÉNÉRATION DU COMBUSTIBLE

La combustion réalisable est liée au facteur de régénération du combustible, que l'on peut définir, *grosso modo*, comme le nombre de nouveaux atomes fissiles formés par atome fissile détruit. Dans le cadre de cette définition, nous appellerons ce facteur γ, et nous l'affecterons, au besoin, des signes appropriés lorsqu'il s'agira d'en préciser la définition.

Pour une combustion à 3 pour cent ou, pour être plus précis, pour 30 000 mégawatts-jour par tonne d'uranium naturel fourni, en comptant 0,94 mégawatt-jour par gramme fissionné, la fission de 3,19 pour cent de l'uranium naturel fourni est nécessaire, quoique celui-ci ne contienne que 0,72 pour cent d'uranium-235. Pour la fission de 3,19 g, il faut $3{,}19\,\sigma_a/\sigma_f\,\varepsilon' = 3{,}57$ g de matière fissile (en employant les constantes de l'uranium-235 et de l'eau lourde et les constantes de la génératrice à uranium naturel); la multiplication requise du matériel fissile est $3{,}57/0{,}72 = 5{,}0$. En fonction de γ, cette multiplication est $1/(1-\gamma)$, de sorte que $\gamma \lesssim 0{,}8$.

Selon les définitions, $\eta\,\varepsilon$ neutrons de fission sont libérés pour chaque atome détruit. Sur ce nombre, l'un est nécessaire pour maintenir la réaction en chaîne, γ par définition produit de nouveaux atomes fissiles, et le reste ω est perdu par capture dans le ralentisseur, le réfrigérant, les matériaux de construction, les produits de fission, ou s'échappe de la pile. En conséquence,

$$\gamma = \eta\,\varepsilon - 1 - \omega$$

On peut examiner l'effet des changements de ε sur le cycle de combustible.

Comme $\eta \neq 2$ et $\gamma \neq 1$, une augmentation de ε de 1 pour cent, non compensée par un changement de ω, donne une augmentation de 2 pour cent de γ. Plus γ tend vers l'unité, plus l'augmentation sera grande en ce qui concerne la multiplication du matériel fissile (pour $\gamma = 0{,}8$, l'augmentation est de 11 pour cent). De plus, une augmentation de 1 pour cent de ε entraîne (voir le chapitre traitant de l'irradiation de l'uranium naturel) une augmentation de 2 pour cent de ε' (pour $\nu = 3$ et $\nu_8 = 2{,}5$), ce qui accroît directement de 2 pour cent le débit de chaleur pour une alimentation donnée en combustible. En général, ε est augmenté en concentrant l'uranium; en conséquence, la disposition de l'uranium dans la génératrice a un effet sur le pourcentage réalisable de combustion. Si la raison du traitement est la perte de la réactivité, cet effet affecte directement la contribution au coût de l'alimentation en combustible et le coût du traitement du combustible.

Il ne semble pas nécessaire d'atteindre une valeur de γ bien supérieure à 0,8, puisqu'à ce niveau le coût de l'alimentation en combustible est devenu assez faible, à condition que le combustible ne coûte pas beaucoup plus que l'uranium naturel. D'autre part, si l'on attache du prix au plutonium, qui peut servir à toutes sortes de fins, comme par exemple pour mettre en marche d'autres piles, l'accroissement de ce sous-produit peut contribuer à réduire les dépenses nettes de combustible.

Jusqu'ici, le facteur de régénération du combustible a été considéré comme un facteur uniforme, applicable à tous les combustibles. Compte tenu d'autres considérations, surtout celles mentionnées plus haut (voir le chapitre traitant du recyclage), il faut prévoir que la distribution du combustible dans une pile à recyclage sera loin d'être uniforme. En outre, nous avons indiqué plus haut (chapitre traitant de l'irradiation de l'uranium naturel) qu'un facteur local de régénération a été introduit, en supposant que, dans l'uranium naturel, 0,8 atome de plutonium se formait par atome d'uranium-235 détruit à la concentration initiale d'uranium-235. Ce facteur de régénération locale initiale dans l'uranium naturel peut être appelé γ_{a9} et peut s'écrire, selon les premiers principes et définitions comme suit :

$$\gamma_{a9} = \eta_5\,\varepsilon_e\,(1-p)/(1+\varkappa^2 L_s^2) + N_8\sigma_8/N_5\sigma_5$$

où ε_e est le facteur de fission rapide effectif, compte non tenu des neutrons rapides qui s'échappent, p = probabilité d'échappement par résonance, $\varkappa^2$ = laplacien de la pile, et L_s^2 = parcours de ralentissement, les deux derniers ayant trait à la pile homogène équivalente. N = nombre d'atomes dans une masse donnée [comparer avec $(1+\varkappa^2 L_s^2)$ au chapitre suivant].

A une étape plus avancée de l'irradiation, le facteur de régénération locale γ_e peut s'écrire :

$$\gamma_e = \eta_{av}\,\varepsilon_e\,(1-p)/(1+\varkappa^2 L_s^2) + (N_8\sigma_8 + N_0\sigma_0)/(N_5\sigma_5 + N_9\sigma_9 + N_1\sigma_1)$$

Avec les paramètres admis au chapitre traitant de l'irradiation et pour $1 + \varkappa^2 L_s^2 = 1{,}05$, γ_e tombe d'abord avec l'irradiation à environ 0,78 à 2 000 mégawatts-jour par tonne, puis revient à 0,8 à 4 000 mégawatts-jour par tonne et continue d'augmenter, mais comme le plutonium est sans doute complètement extrait, la dernière valeur ne présente pas d'intérêt spécial. Cette dernière augmentation a déjà été signalée plus haut, où l'on notait que l'accroissement de la section efficace d'absorption de l'uranium naturel, qui se produit entre des irradiations de 0,5 et 2,5 neutrons par kilobarn, est dû en grande partie à l'augmentation de plutonium-240 et à la production de plutonium-241 qui en résulte.

Quoique l'expression ci-dessus de γ_e implique p, on peut néanmoins écrire :

$\gamma_e = \eta_{ur}\,\varepsilon_e/(1 + \varkappa^2 L_s^2) - 1 - \omega$, où p n'intervient pas.

La valeur que peut atteindre le facteur général de régénération du combustible peut être sensiblement supérieure à celle des facteurs locaux à l'intérieur de la pile. Malheureusement, les valeurs de η, surtout celle du plutonium-241, et la valeur que peut atteindre ε, ne sont pas encore connues avec une précision suffisante pour déterminer si γ peut être égal à 1,0 dans un système de recyclage à l'uranium naturel, mais il semble à peu près certain que l'on puisse obtenir des valeurs de l'ordre de 0,8 à 0,9, qui sont suffisantes pour permettre une combustion de 3 pour cent.

LES EXIGENCES DE LA RÉACTIVITÉ

On verra d'après la figure 3 que, dans l'irradiation prolongée de l'uranium naturel, le rendement de neutrons n'augmente pas aussi rapidement que l'absorption (pour un γ initial de 0,8). A un certain moment, la réactivité d'un élément particulier de combustible descend au-dessous du niveau acceptable. Malheureusement, pour une pile dans laquelle la distribution du combustible n'est pas uniforme, on n'a pas trouvé de formule simple pour équilibrer l'absorption en un point en accroissant le rendement en un autre point. On a pris pour guide une formule qui peut s'employer dans le cas d'une pile uniformément homogène, mais son application est limitée et n'est pas exacte. Voici quelle est cette formule : il n'y a pas de changement de réactivité dans une pile homogène, si un changement de surface efficace de rendement $\delta\sigma^*$ (surface efficace de rendement = η multiplié par la surface efficace d'absorption du combustible auquel η s'applique) est compensé par un changement de la surface efficace d'absorption $\delta\sigma$ du même flux donné par

$$\delta\sigma_f = \delta\sigma^* \frac{\varepsilon p}{1 + \varkappa^2 L_s^2}$$

où p = facteur de fuite par résonance, $\varkappa^2$ = laplacien de la génératrice, L_s^2 = parcours de ralentissement, avec les interprétations de la théorie de la pile simple.

Cette formule amène à employer l'expression « excès de section efficace », où « excès de surface efficace » = (surface efficace de rendement) $\varepsilon p/(1 + \varkappa^2 L_s^2)$ — (surface efficace d'absorption), comme mesure de la réactivité du combustible.

On peut employer cette formule pour rechercher les limites de l'irradiation d'un combustible donné, mais le calcul ne peut pas être poussé très loin.

L'effet d'un changement donné de la surface efficace d'absorption $\delta\sigma$ sur la réactivité est approximativement proportionnel au carré du flux de neutrons à l'endroit du changement. Si donc, par irradiation, un élément de combustible perd son « excès de surface efficace », la réactivité peut être augmentée en le déplaçant en un point où le flux de neutrons est moindre et en le remplaçant par un élément dont l' « excès de surface efficace » est plus élevé.

De plus, une pile à recyclage, avec un cycle de combustible semblable à celui qui est décrit plus haut, aura vraisemblablement une quantité considérable de combustible aux points périphériques où $\varkappa^2$ est négatif ($k_\infty < 1$). A la périphérie, aucun élément fissile n'est nécessaire, puisqu'il y aurait fuite de neutrons, mais plus au centre, dans le combustible irradié, la matière fissile est relativement plus précieuse, comme l'indique l'expression des excès de barns pour $\varkappa^2$ petit ou négatif. Le combustible, qui a un effet modérateur près du centre de la pile, où $\varkappa^2$ doit être grand, peut encore être utile là où $\varkappa^2$ est plus petit ou négatif. On ne peut cependant pas en tirer des comparaisons quantitatives simples, surtout si la pile est petite et si les changements de distribution du combustible s'opèrent à l'intérieur de distances du même ordre de grandeur que L_s.

La redistribution du combustible, qui est peut-être essentielle pour préserver la réactivité, peut influer sur le coût au point d'obliger à changer le cycle de combustible. Quant au reste, les considérations de réactivité ne semblent pas affecter de façon directe la rentabilité des cycles de combustible.

La figure 3 indique qu'en l'absence de produits de fission, la surface efficace de rendement dépasse toujours la surface efficace d'absorption pour un facteur de régénération du combustible de 0,8. La figure 4 indique que la surface efficace du produit de fission est inférieure à cet écart même bien au-delà d'une irradiation de 10 000 mégawatts-jour par tonne. Les autres pertes inévitables et même l'absorption par le xénon-135 n'y changent rien. Il s'ensuit qu'en théorie, en redistribuant le combustible dans une pile de taille suffisante, tous les cycles de combustible de la figure 7 conservent un excès de réactivité. En limitant la taille de la pile et en procédant à d'autres modifications pratiques, on peut limiter l'irradiation avant le nouveau traitement. Il semble impossible, à l'heure actuelle, d'arriver à des données plus détaillées.

Le cycle paraît demeurer largement dans les limites qu'imposent les considérations de réactivité, à condition que l'on adopte une distribution non uniforme du combustible dans la pile.

LE PRIX DES ABSORBEURS DE NEUTRONS

Les frais de chemisage augmentent, on l'a vu, le coût de l'énergie, car ils sont inclus dans le coût initial du combustible fabriqué et aussi dans le coût du traitement ultérieur. Mais il faut tenir compte aussi de la valeur des neutrons retenus par la gaine et ainsi perdus pour le cycle de régénération du combustible.

Un moyen simple d'évaluer cette perte est de noter qu'à partir de la formule de régénération $\gamma = \eta\varepsilon - 1 - \omega$, chaque neutron ajouté aux déchets signifie la perte d'un atome fissile. Si le système ne produit pas un excès de matière fissile, chaque atome fissile perdu doit être compensé par une alimentation d'appoint qui coûte p dollars par

gramme (on l'a vu ci-dessus). Puisqu'un gramme de neutrons produit 239 g de plutonium, on peut considérer que la valeur approximative d'un gramme de neutrons est 240 × p dollars, le prix de l'uranium-238 ou du thorium-232 étant considéré comme négligeable. Si l'alimentation d'appoint consiste en uranium naturel à 44 dollars le kg, cela porte à 1 450 dollars par gramme la valeur des neutrons gaspillés dans la pile. En notant bien les conditions ci-dessus, cette formule est correcte [elle est en effet indépendante du facteur de consommation (B_u), bien que la perte affecte le coût en changeant B_u], mais il peut arriver qu'une augmentation dans l'absorption des neutrons exige soit que l'on achète tout le combustible à un taux d'enrichissement plus grand et à un prix plus élevé, soit que l'on révise complètement la construction et le fonctionnement de la pile. La formule applicable est plus complexe aussi quand la majeure partie du combustible est envoyée au rebut sans traitement. La valeur d'un neutron dépend donc de son sort final; elle peut être faible si ce neutron doit être absorbé dans un combustible que l'on met rapidement au rebut pour des raisons autres que la perte de réactivité.

En supposant que la valeur des neutrons soit de 1 450 dollars par gramme, il est intéressant d'évaluer le coût en neutrons de l'irradiation de différentes substances typiques à 1 neutron par kilobarn. Ce coût est de 1 450 σ_b/A dollars par kg, σ_b étant la surface efficace de capture en barns et A le poids atomique. On trouvera des exemples à ce sujet au tableau 3.

Il est clair que ces dépenses, qui peuvent être encourues pendant une irradiation de quelques mois, voire de quelques semaines, sont parfois élevées en comparaison des prix d'achat normaux. Elles n'offrent pas cependant une base complète pour juger de la rentabilité, car les changements de disposition intérieure de la pile et de son cycle de combustible peuvent comporter des dépenses ou des économies tout aussi considérables. Un exemple particulièrement intéressant, mais aussi d'une grande complexité, est l'évaluation de la répartition des dépenses entre l'eau ordinaire et l'eau lourde dans une pile. Pour ce calcul et pour l'évaluation des frais de chemisage, il faut pousser plus loin l'analyse des dépenses.

En réunissant les éléments de dépense déjà déterminés en ce qui concerne le prix de revient de l'énergie, on peut écrire comme suit la dépense relative au traitement du combustible (c_p) :

$c_p = P/24\, n_g e$ millième de dollar par kilowattheure,

P est le coût du traitement en dollars par kilogramme et le rendement de l'énergie est n_g milliers de mégawatts-jour par tonne par traitement, y compris le rendement ultérieur en énergie du combustible fissile formé par régénération puis séparé chimiquement et recyclé. On notera que 0,94 $P/n_g e$ est le coût du traitement en dollar par gramme de produits de fission à 0,94 mégawatt-jour par gramme. Le chapitre consacré aux frais d'approvisionnement nous a indiqué la part, dans le prix de revient, de l'énergie de la charge initiale (c_i) et de la charge d'appoint (c_{f_a}) :

$$c_i + c_{f_a} = \left(\frac{a}{876{,}6\, r_{av}} + \frac{1}{24 B_u} \right) p/e$$

Nous avons vu plus haut que :

$1 - \gamma = 0{,}94\, \varepsilon' \sigma_f / \sigma_a B_u$ et que : $1 - \gamma = 2 + \omega - \eta_i \varepsilon$

Nous pouvons donc écrire :

$$1/B_u = (2 + \omega - \eta_i \varepsilon)\, \sigma_a / 0{,}94\, \varepsilon'\, \sigma_f$$

Si c_f est la contribution totale du combustible au coût de l'énergie, soit : $c_f = c_p + c_i + c_{f_a}$

nous avons : $\dfrac{\delta c_f}{\delta \omega} = \dfrac{\sigma\, a\, p}{24e \times 0{,}94\, \varepsilon' \sigma_f}$

Si un absorbeur introduit une surface efficace parasitaire de σ_p barns par atome fissile, le changement correspondant en ω est $\delta\omega = \sigma p/\sigma a$ et l'augmentation du coût de l'énergie est $\delta\, c_f = \sigma_p\, p/24e \times 0{,}94\, \varepsilon' \sigma$

Tableau 3

Matière	Poids atomique	Densité g/cm³	Barns	Coût de l'irradiation par neutron/kilobarn [b]	
				Dollars par kg	Dollars par litre
Plomb	207,2	11,37	0,17	1,3	15
Zirconium	91,2	6,50	0,18	3	19
Magnésium	24,3	1,74	0,06	3,6	6,2
Aluminium	27,0	2,7	0,22	12	32
Sodium	23,0	0,97	0,50	32	31
½ (D_2O)	10	1,10	0,00046	0	0
½ (H_2O)	9	1,00	0,33	53	53
Fer	55,8	7,86	2,4	62	490
Acier inoxydable [a]	55,3	7,92	2,88	76	600
Nickel	48,7	8,9	4,5	111	990

[a] Composition 68 % Fe; 18 % Cr; 10 % Ni; 2 % Mn; 0,8 % Nb; 1 % Si.

[b] Par exemple, 4 mois (116 jours) à 10^{14} neutrons/cm²/seconde.

Supposons que l'exigence accrue de combustible soit satisfaite par de l'uranium-235 enrichi coûtant 6,1 dollar $\times E_p$/g, E_p étant un facteur > 1 afférent au coût de l'enrichissement. Si l'on admet que l'uranium-235 est le combustible principal et si l'on utilise les valeurs du tableau 1, on trouve :

$\delta c_f = \sigma_p \times E_p/532$ millièmes de dollar par kilowattheure.

Cette équation donne la part, dans le prix de revient de l'énergie, de la capture des neutrons par la gaine.

Compte tenu des définitions ci-après :

Symbole	*Unité*	*Signification*
t	cm	Épaisseur de la gaine.
w_s	kW/cm²	Coefficient d'échange de chaleur à la surface.
ρ	g/cm³	Densité du métal de la gaine.
A_x	g/6,02 × 10^{23} atomes	Poids atomique du métal de la gaine.
σ_x	barn	Section efficace d'absorption nucléaire des neutrons thermiques.
r	mégawatts thermiques/kg	Rendement de l'élément fissile du combustible.

on peut remarquer que l'on arrive au résultat intermédiaire que voici : la masse de la gaine, en kg, par kg de combustible fissile, est égale à $\rho\, tr/w_s$. Donc, la section efficace parasitaire, en barns, par atome fissile est $\sigma_p = \rho tr\sigma_x \times 235/A_x w_s$. Si l'on rapproche cette équation de la formule indiquée plus haut, on obtient la contribution au prix de revient de l'énergie. Les données pour le zirconium et l'aluminium sont indiquées au tableau 4.

Tableau 4

Évaluation de la part de la gaine dans le prix de revient

	A_x	ρ g/cm³	σ_x Barn	Pour $t = 0{,}1$ et $w_s = 0{,}2$		
				Masse relative gaine/matière fissile kg/kg	σ_p Barns/atome fissile	Pour $r = 10$ δc_f Millième de dollar/kWh
Zr	91,2	6,50	0,185	3,25 r	1,55 r	0,03 E_p
Al	27,0	2,7	0,22	1,35 r	2,58 r	0,05 E_p

Il est clair que si le rendement du combustible est élevé, le coefficient d'échange de chaleur en surface devrait l'être aussi, pour réduire au minimum cette part du prix de revient de l'énergie.

La même formule peut s'appliquer pour estimer ce qu'il en coûte de laisser les produits de fission dans la pile. De la figure 4, il ressort que le gain susceptible d'être obtenu en enlevant les produits de fission à 1 neutron par kilobarn est environ 20 barns par atome fissile. Dès lors

$\delta c_f \doteqdot 0{,}04\ E_p$ millième de dollar/kWh

La quantité minimum d'eau requise comme réfrigérant dans une génératrice peut se déterminer en mettant d'abord en équation la chaleur libérée par le combustible et celle qu'absorbe le réfrigérant :

$$1\,000\, r\lambda/v = 4{,}19\ \theta m_w$$

Les signes employés ont la signification suivante :

Signe	*Unité*	*Signification*
r	MW thermique/kg	Rendement de l'élément fissile du combustible à la puissance maximum.
λ	cm	Longueur de la canalisation d'eau de refroidissement.
v	cm/s	Vitesse linéaire de l'eau dans les conduites de refroidissement.
λ/v	s	Temps mis par l'eau pour traverser la pile.
4,19	watt-seconde/g/°C	Chaleur spécifique de l'eau.
θ	°C	Élévation de la température.
m_w	kg	Masse d'eau dans la pile par kg de combustible fissile.

Pour calculer la masse d'eau dans la pile, il suffit d'écrire l'équation comme suit :

$m_w = 239\, r \times \lambda/v \times \theta$ kg/kg de combustible fissile.

D'autres conditions déterminent probablement r, λ et θ, aussi le minimum d'eau de refroidissement est-il fixé par la valeur maximum que v peut prendre en pratique, par exemple 915 cm par seconde.

La capture de neutrons thermiques par l'eau ordinaire est due à la section efficace de capture de H = 0,33 barn. Si σ_w représente la section efficace de capture par atome fissile (d'uranium-235), nous avons $\sigma_w = 0{,}33 \times$ (atomes de H/atomes d'uranium-235) barn, ce qui, d'après l'équation précédente donne $\sigma_w = 0{,}33 \times 239\ (\lambda r/v\,\theta) \times 235/9$.

Supposons que $\lambda = 200$ cm, $\theta = 25$ °C, $v = 915$; nous aurons $\sigma_w = 18{,}0\ r$. A supposer que le flux de neutrons soit le même pour l'eau et pour le combustible fissile, nous pouvons identifier σ_w à σ_p et ainsi nous trouvons :

$\delta c_f = 18\ r\ E_p/532$ millièmes de dollar/kWh

Même sans aucun frais d'enrichissement ($E_p = 1$), si $r = 10$ mégawatts thermiques/kg, $\delta c_f = 0{,}34$ millième de dollar par kilowattheure. En comparaison, le coût de l'eau lourde comme réfrigérant de la pile, sans perte par fuite, serait tout à fait négligeable, mais cela importe peu ici, car ce qui est intéressant, c'est le coût total de l'eau lourde comme ralentisseur et comme réfrigérant. On estime que 80 tonnes d'eau lourde peuvent suffire à une génératrice produisant 100 000 kilowatts. Si l'eau lourde coûte 66 dollars le kg et si l'installation fonctionne en moyenne 7 000 heures par an, il en coûtera, en ce qui concerne le prix de revient de l'énergie, $a_{ic} \times 80 \times 66\,000/700\,000 \times 100 = 0{,}075\ a_{ic}$ millième de dollar par kilowattheure où a_{ic} pour cent représente les frais annuels pour l'intérêt, les pertes et autres dépenses afférentes à l'eau lourde. L'expérience manque en ce qui concerne les grands systèmes à haute pression, mais Chalk River n'a enregistré que de très faibles pertes d'eau lourde et il semble raisonnable de fixer a_{ic} entre 5 et 10 pour cent, de sorte que $\delta c_f = 0{,}38$ à 0,75 millième de dollar par kilowattheure.

Il est clair, d'après ce qui précède, que si la valeur r est maintenue faible, r_{nr} sera faible et c_f peut devenir important, particulièrement si le coût de l'enrichissement E_p est considérable. Jusqu'ici, donc, les avantages relatifs semblent dépendre de la mesure dans laquelle les pertes d'eau lourde peuvent être réduites et de la valeur qu'il faut attribuer à E_p. Ceci ne constitue, cependant, qu'une partie de la comparaison nécessaire.

Dans tous les modèles connus de piles à eau lourde, ε est plus petit qu'il ne semble naturel dans les piles à eau ordinaire. Cependant, il n'est pas sûr qu'avec le recyclage du combustible, le modèle à eau lourde ne puisse être modifié de manière à donner à peu près la même fission rapide. Nous avons vu qu'une augmentation de ε contrebalance un accroissement de w dans le cycle de régénération.

Le modèle à eau ordinaire exige certainement plus de combustible enrichi et le coût supérieur de celui-ci entre en compte non seulement dans le prix de la charge initiale en combustible, mais aussi dans le prix de la charge d'appoint et dans les frais provoqués par les arrêts dans le traitement.

La question reste donc ouverte, mais il semble que, pour les génératrices à grande puissance examinées ici, la pile à eau lourde alimentée de combustible recyclé permet une gamme de cycles de combustible à des prix très bas.

Remerciements

Les informations et évaluations présentées dans cette étude s'appuient sur des renseignements fournis par de nombreux membres du personnel de Chalk River. Nous ne pouvons les remercier ici que collectivement. Lorsque seront publiés les résultats détaillés de leurs expériences, on pourra mesurer l'étendue de ma dette à leur égard.

Cycles de combustion et types de piles

par J. V. Dunworth *

INTRODUCTION

Les caractéristiques fondamentales de l'autorégénération, à partir du plutonium et de l'uranium-238, dans les piles à neutrons rapides, et à partir de l'uranium-233 et du thorium, dans les piles à neutrons lents, sont bien connues ou bien seront exposées dans d'autres communications à la Conférence. Nous ne les citerons donc que brièvement dans notre exposé.

Le présent mémoire, dans sa première partie, cherche, en premier lieu, à attirer l'attention sur certaines des caractéristiques curieuses du cycle de combustion plutonium–uranium naturel dans les piles à neutrons thermiques. La seconde partie de ce mémoire se rapporte aux types de piles et à l'influence du bilan nucléaire sur leur fonctionnement.

Une nation qui entreprend un programme d'énergie atomique sans l'aide d'aucune autre nation se voit dans l'obligation de construire soit une usine à diffusion, soit une pile qui peut fonctionner avec un chargement d'uranium naturel, soit les deux à la fois. Dans ce dernier cas, il est probable que l'on utilisera une pile à graphite ou une pile à eau lourde. Pour une grande production de calories, il faut de grandes quantités d'eau lourde et, par conséquent, on a tendance à construire des piles à graphite. Dans le cas d'une pile expérimentale, pour arriver à l'état critique, il faut beaucoup moins d'uranium avec une pile à eau lourde qu'avec une pile à graphite. Ces faits élémentaires ont conditionné jusqu'à présent la plupart des programmes nationaux d'énergie atomique, et particulièrement hors des États-Unis.

La seule matière fissile naturelle est l'uranium-235. Toutefois, il y a longtemps que l'on s'est aperçu qu'en utilisant comme combustible de base de l'uranium naturel, on parvient à brûler de notables quantités de l'uranium-238 auquel il est mêlé. Mais les neutrons rapides émis dans les piles ne provoquent la fission que d'une petite partie de ces noyaux; c'est pourquoi on envisage une suite d'opérations avec, en premier lieu, conversion en plutonium-239, puis fission de ces noyaux.

En fait, ce procédé peut être exploité jusqu'à un certain point; cela dépend du nombre de neutrons susceptibles d'être absorbés dans la matière fertile. Pour toute pile réelle, ce nombre, ordinairement appelé facteur de conversion, doit nécessairement être inférieur à $(\varepsilon \eta_i - 1)$ ** et, pratiquement, pour une pile à neutrons thermiques alimentée en uranium naturel ou légèrement enrichi, il sera probablement inférieur à l'unité. Dans de telles conditions, la pile marchera pendant une durée limitée avec un unique chargement en combustible, cette durée étant fonction des valeurs relatives des sections efficaces du plutonium et de l'uranium-235 et des valeurs respectives du nombre η_i.

La possibilité d'extraire du plutonium de ce premier chargement, pour le réutiliser avec une partie de l'uranium appauvri dans le second chargement, a été reconnue il y a longtemps (voir à ce sujet BR 7 par Halban et Kowarski, 1941). Dans une pile convenablement réalisée, ce mode opératoire peut conduire à un cycle de combustion dans lequel on alimente seulement en uranium naturel, et on élimine l'uranium fortement appauvri, le plutonium étant réintroduit dans la pile (figure 1). Ce cycle basé sur une alimentation en uranium naturel est possible, même si, initialement, un certain taux d'enrichissement du chargement est nécessaire. Il est intéressant de trouver la quantité d'uranium-238 qui peut être consommée et de quelle manière elle dépend de l'enrichissement initial et du facteur de conversion.

RÉACTIONS NUCLÉAIRES

Les réactions les plus importantes sont :

$^{238}U + n \longrightarrow {}^{239}U \longrightarrow {}^{239}Np \longrightarrow {}^{239}Pu$

$^{239}Pu + n \longrightarrow \eta_9$ neutrons $+ \alpha\, {}^{240}Pu +$ produits de fission

$\alpha\, {}^{240}Pu + \alpha n \longrightarrow {}^{241}Pu$

$({}^{241}Pu + \alpha n) \longrightarrow \alpha\eta_1$ neutrons + un peu de ^{242}Pu + produits de fission

où η_9 se rapporte au plutonium-239, η_1 au plutonium-241 et où α est défini par les équations.

Dans les premiers membres, nous voyons que 2 $(1 + \alpha)$ neutrons sont utilisés pour la consommation d'un atome d'uranium-238, mais, qu'en retour, il

---

Original : anglais.

* Atomic Energy Research Establishment, Harwell.

** ε est le facteur de fission rapide, compte non tenu de la capture de neutrons rapides dans l'uranium-238, et η_i est le nombre effectif des neutrons émis pour chaque neutron absorbé par un noyau fissile.

en apparaît ($\eta_9 + \alpha\eta_1$) dans les seconds membres. Ajoutons que des neutrons sont perdus, soit dans les matériaux de construction de la pile, soit par fuite; désignons par P leur nombre pour chaque atome d'uranium-238 consommé.

Alors si
$P \leqslant (\eta_9 + \alpha\,\eta_1) - 2\,(1 + \alpha)$ le système est auto-entretenu ou bien le gain en matière fissile est exprimé par un facteur positif. De façon grossière,

$$\eta_9 + \alpha\,\eta_1 = 2\tfrac{2}{3} = 2\,(1 + \alpha)$$

Donc, tant que P est notablement positif, la réaction en neutrons thermiques à partir du plutonium et de l'uranium-238 ne peut être auto-entretenue et il est nécessaire de fournir des neutrons pour que la pile fonctionne à l'uranium-238. Ces neutrons peuvent être produits par la fission de l'uranium-235, qui se présente à l'état naturel avec l'uranium-238, mais ceci n'est possible que si un équilibre est maintenu entre le nombre des neutrons fournis par fission (c'est-à-dire à partir de l'uranium-235, du plutonium-239 et du plutonium-241) et le nombre des neutrons perdus en provoquant ces fissions, par l'absorption dans la matière fertile, dans les produits de fission, dans le ralentisseur, le réfrigérant et les matériaux constitutifs et par fuite hors de la pile. Telle est la condition pour qu'une pile soit « critique ».

ÉTAT INITIAL DU COMBUSTIBLE

On peut prédire les dimensions pour lesquelles une pile fonctionnera et ce que deviennent les neutrons si l'on connaît certains résultats fondamentaux de physique nucléaire, mais on est fortement gêné par l'imprécision de ces résultats ou le fait qu'ils sont incomplets. Toutefois, des formules semi-empiriques, qui permettent de prévoir telles ou telles grandeurs pour des piles contenant de l'uranium naturel ou enrichi, ont été obtenues dans divers laboratoires étudiant la physique de la pile. De tels ensembles de valeurs constituent la base de départ naturelle. Les conditions de fonctionnement d'une pile, qui en découlent, par réintroduction de plutonium jusqu'à atteinte de l'équilibre, peuvent être évaluées si l'on connaît les sections efficaces des noyaux produits dans l'uranium combustible. Toute tentative pour y parvenir conduit à des calculs mathématiques extrêmement détaillés et transcendants, dans lesquels on perd de vue les principes essentiels de physique. C'est pourquoi, dans la présente étude, nous avons adopté une manière très simplifiée d'aborder ce problème.

CYCLE DE COMBUSTION EN RÉGIME D'ÉQUILIBRE

Nous supposerons que η est le même pour le plutonium-239 et pour l'uranium-235 et nous négligerons, pour le moment, l'existence du plutonium-240 après sa formation.

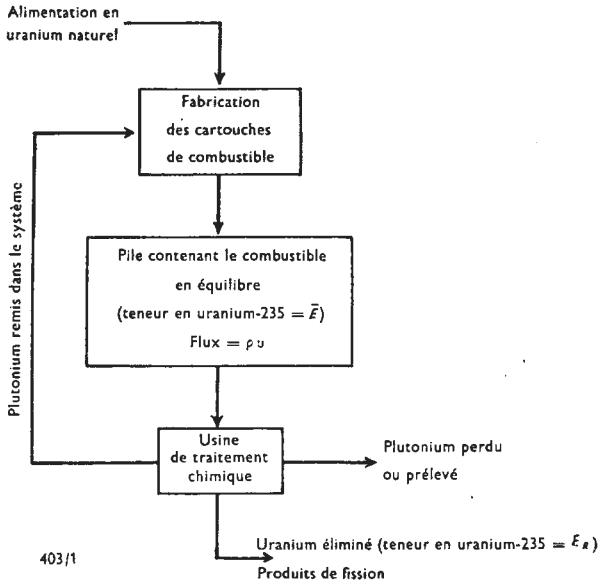


Figure 1. — Cycle de combustion dans un système en équilibre.

Supposons qu'initialement une pile ait un enrichissement E et que, lorsque le régime d'équilibre est atteint dans le cycle de combustion (fig. 1), la teneur en plutonium est telle que l'enrichissement moyen de l'uranium soit $\bar{E}$ dans la pile.

Désignons par C le facteur de conversion.

Si la quantité de plutonium doit rester constante dans la pile, nous devrons avoir :

$$\bar{E}\;C + (E - \bar{E})\;C = (E - \bar{E})$$

et donc :

$$\bar{E} = E\,(1 - C)$$

Tenons compte maintenant du plutonium-240 et de son descendant fissile, le plutonium-241. Nous supposerons que η_i est le même pour le plutonium-241 que pour l'uranium-235. Nous pouvons, dans ce cas, envisager le plutonium-240 et le plutonium-241 comme produits de remplacement d'un nombre convenable d'atomes d'uranium-238 et d'atomes fissiles. Un bref examen montrera que, pour chaque neutron absorbé dans l'uranium-238, α neutrons sont absorbés dans le plutonium-240. Donc, la quantité d'uranium-238 qui se trouve dans la pile à l'équilibre est inférieure à la quantité supposée ci-dessus : elle en est le produit par $\dfrac{1}{1 + \alpha}$.

Par suite :

$$\bar{E} = E\,(1 - C)\,(1 + \alpha)$$

Nous voyons donc que l'enrichissement moyen en uranium-235 est fonction :

1. De l'enrichissement initial demandé pour faire démarrer l'ensemble;

2. De l'excès sur 1 du facteur de conversion;

3. Du facteur $(1 + \alpha)$, qui est une caractéristique du plutonium-239 et dépendra du spectre effectif dans la pile.

Il en résulte qu'une pile peut être alimentée, en régime d'équilibre, avec de l'uranium naturel si $\bar{E} < 1$. Nous arrivons donc à l'importante conclusion qu'une pile, qui demande un enrichissement initial E, peut fonctionner par alimentation en uranium naturel si :

$$E\,(1 + \alpha)\,(1 - C) < 1$$

Il est même possible, de toute évidence, qu'elle fonctionne avec une alimentation en uranium modérément appauvri si $\bar{E} \ll 1$.

Cette simple démonstration ne tient nul compte, ni de l'empoisonnement par le plutonium-242, produit de fission, ni de la désintégration radioactive du plutonium-241. Cependant, on pense que les résultats ne pourront être considérablement améliorés sans une analyse détaillée faisant intervenir des problèmes tels que les niveaux de résonance du plutonium, la structure fine du réseau, des valeurs exactes des constantes nucléaires, la réalisation matérielle de la pile, la répartition du flux de neutrons et les pertes par traitement chimique.

TAUX DE CONCENTRATION DE L'URANIUM ÉLIMINÉ

En supposant que l'on ait atteint le régime d'équilibre, on peut considérer la pile comme une boîte où le flux de neutrons est constant, dans laquelle entre constamment de l'uranium naturel (par exemple m g/s) et d'où sort la même quantité d'uranium appauvri, plus produits de fission. L'uranium qui se trouve dans cette boîte aura, à un instant déterminé, été irradié à toutes les durées comprises entre $t = 0$ et $t = T$, si T est la grandeur

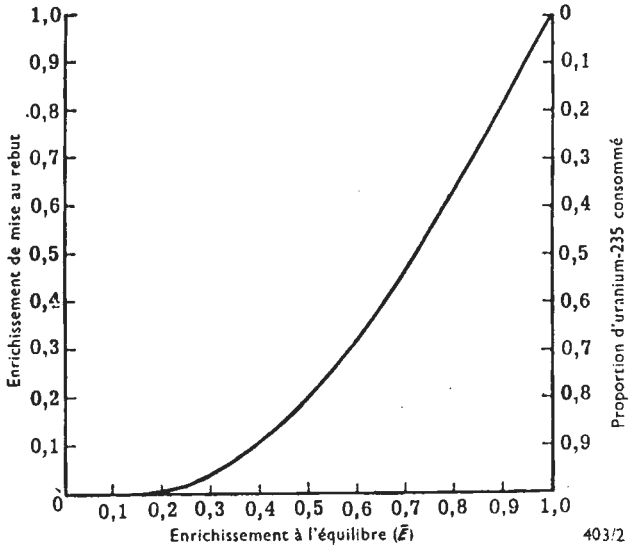


Figure 2. — Enrichissement de mise au rebut (E_r) en uranium-235 en fonction de l'enrichissement à l'équilibre ($\bar{E}$).

du temps passé dans la pile : l'enrichissement en uranium-235 sera

$$\bar{E} = \frac{\int_o^T m\, e^{-\rho v \sigma_5 t}\, dt}{\int_o^T m\, dt} = \frac{1 - e^{-\rho v \sigma_5 T}}{\rho v \sigma_5 T}$$

où ρv est le flux de neutrons dans la pile.

Le produit sera mis au rebut si sa teneur en uranium est inférieure à $E_r = e^{-\rho v \sigma_5 T}$.

La relation entre $\bar{E}$ et la teneur en uranium-235 à partir de laquelle le combustible sera mis au rebut est indiquée par la figure 2. Par conséquent, l'uranium-235 consommé est la différence entre E_r et la teneur à l'alimentation, teneur qui, dans le cas normal, sera celle qui correspond à l'uranium naturel (c'est-à-dire $E = 1$).

En général, $e^{-\rho v \sigma_5 T}$ sera très inférieur à 1, et E_r sera approximativement $e^{-\frac{1}{\bar{E}}} = e^{-\frac{1}{E\,(1+\alpha)\,(1-C)}}$

CONSOMMATION EN URANIUM-238

Chaque atome d'uranium-235 consommé produit C atomes de plutonium-239 à partir de l'uranium-238. Si tout le plutonium reste dans le système, il sera consommé à son tour et on admettra qu'il produit C^2 atomes, etc. De cette manière, en fin de compte, la quantité d'uranium-238 consommée devra être :

$$C + C^2 + C^3 + \ldots\ldots = \frac{C}{1 - C}$$

atomes d'uranium-238 pour chaque atome d'uranium-235 détruit.

En nous reportant à la consommation d'uranium-235, nous serons capables d'en déduire la proportion d'uranium naturel consommable dans une pile prévue pour démarrer avec de l'uranium enrichi au taux E et donnant un facteur de conversion C. C'est ce que montre la figure 3 pour l'ensemble des valeurs de E comprises entre 1 et 3 et celui des valeurs de C allant de 0,3 à 0,9, avec correspondance de la production de chaleur en mégawatts-jour par tonne pour la totalité de l'uranium naturel utilisé.

EFFET DE L'ENRICHISSEMENT INITIAL

Il découle clairement de ce que nous venons de dire ci-dessus que, mis à part le prix du combustible au départ, la nécessité d'enrichir le combustible de la pile n'est pas un désavantage. Par exemple, on peut comparer un type de pile demandant un chargement initial en uranium naturel et donnant un facteur de conversion de 0,8 avec d'autres types prévus pour utiliser un enrichissement double et un facteur de conversion de 0,9. Le taux de consommation total en uranium naturel serait le même.

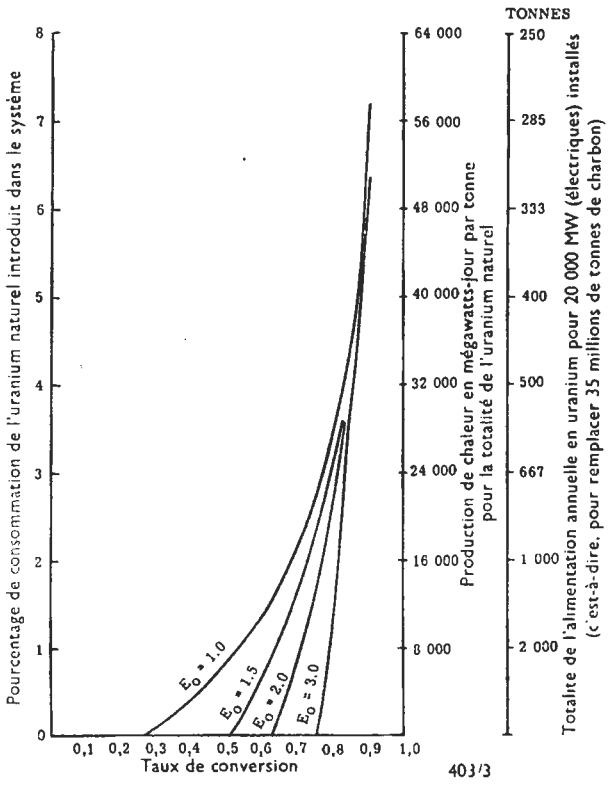


Figure 3. — Besoin en uranium naturel par rapport au taux de conversion.

La figure 3 montre, par exemple, qu'un enrichissement initial E inférieur ou égal à 3 pourrait être admis si C est supérieur à 0,8.

PRÉLÈVEMENT DE PLUTONIUM

Il est intéressant de constater qu'une pile demandant un enrichissement initial, puis amenée, par alimentation en uranium naturel, à un cycle de combustion « en équilibre », peut néanmoins avoir une production nette de plutonium sans que la quantité des atomes d'uranium-238 consommés ne se trouve réduite dans une trop grande proportion. On peut calculer l'effet de ce processus sur le taux de combustion en réduisant le facteur de conversion proportionnellement à la quantité de plutonium prélevé.

On peut prélever du plutonium pour diverses raisons :

1. On peut l'utiliser, avec de l'uranium naturel au lieu d'uranium naturel légèrement enrichi provenant d'une usine à diffusion, comme produit destiné au chargement d'une nouvelle pile;

2. On peut l'employer dans les centrales mobiles, à la place de l'uranium fortement enrichi;

3. On peut le convertir en uranium-233 dans une génératrice nucléaire, en qualité d'agent de transformation, dans le cas où l'on utilise comme combustible du thorium donnant l'uranium-233 dans une pile où le facteur de conversion totale est inférieur à l'unité;

4. On peut l'employer directement ou après conversion en uranium-233 dans une génératrice nucléaire dans le but de mettre en route un cycle de combustion au thorium;

5. On peut l'utiliser au chargement d'une nouvelle pile à neutrons rapides.

PROBLÈMES CONCERNANT LA RÉINTRODUCTION DU PLUTONIUM DANS LE CYCLE

La réalisation d'un taux de combustion élevé pour l'uranium naturel entraîne donc nécessairement la réintroduction dans le cycle de certaines quantités de plutonium; mais cette réintroduction présente quelques difficultés. En premier lieu, la réintroduction du plutonium constitue en elle-même un problème, que le plutonium soit mélangé à l'alimentation en uranium naturel, auquel cas la fabrication des cartouches de combustible se fait en présence d'une activité alpha, ou qu'il soit introduit à l'état pur, auquel cas il faut le diluer dans un corps absorbant faiblement les neutrons et il faut prévoir une rapide diminution de la production de chaleur dans les cartouches de plutonium combustible pendant leur existence.

Notons qu'il n'est pas nécessaire de traiter l'uranium naturel qui alimente une pile au cours du cycle de combustion indiqué par la figure 1 avant le moment où l'uranium est finalement mis au rebut, à moins que des considérations d'ordre métallurgique ne rendent ce traitement indispensable. Toutefois, en raison de l'empoisonnement par les produits de fission, il vaudrait peut-être la peine, du point de vue économique, d'envisager un traitement anticipé.

D'autre part, la section efficace d'absorption du plutonium dépend de l'énergie des neutrons dans le domaine thermique; aussi arrive-t-on à des coefficients de température positifs de la réactivité en fonction de la température du ralentisseur (en supposant qu'il n'y ait pas de variations compensatrices de densité).

ÉLIMINATION DU PLUTONIUM FORMÉ

Une autre méthode pour faire fonctionner la pile avec un « cycle de combustion en équilibre » est d'éliminer le plutonium qui se trouve dans les cartouches d'uranium lorsqu'elles sont défournées de la pile. Dans ce cas, il sera nécessaire de disposer d'une alimentation en uranium-235 fournie par une usine à diffusion pour remplacement du plutonium extrait. Puisque les usines à diffusion n'ont pas l'emploi de l'uranium-238 et n'extraient qu'une partie de l'uranium-235, la quantité globale d'uranium utilisé par le groupe d'une pile et d'une usine à diffusion sera bien moindre, dans ce cas, que si le plutonium est réintroduit dans le cycle.

TYPES POSSIBLES DE PILES PRODUCTRICES D'ÉNERGIE

Immédiatement après la guerre, on s'est intéressé, au Royaume-Uni, aux piles à uranium naturel,

ce qui a eu pour résultat, en 1947, de faire étudier les types de piles à réfrigérant gazeux et à ralentisseur au graphite. Cependant, comme il n'était pas possible, à cette époque, d'entreprendre l'étude d'une pile de ce type en vue de la production d'énergie, on s'est efforcé plutôt, sur une petite échelle et avec des visées lointaines, d'étudier des types de piles qui pourraient être, à tout le moins, auto-alimentées en matières fissiles. On pensait qu'un cycle de combustion employant le thorium était possible dans une pile thermique, tandis qu'un cycle de combustion employant l'uranium-238 nécessiterait la réalisation d'une pile à neutrons rapides. On considérait comme essentielle l'obtention de rendements élevés afin d'éviter la nécessité d'un approvisionnement initial important en matières fissiles, ou l'immobilisation d'un gros capital en matières fertiles (c'est-à-dire thorium ou uranium-238).

Vers 1950, lorsque les efforts portèrent leurs fruits et que l'approvisionnement en uranium ne parut plus présenter un problème aussi sérieux qu'on l'avait pensé à l'origine, l'attention fut attirée sur les types de piles à uranium naturel ou uranium légèrement enrichi. D'après ce que l'on savait, quatre corps seulement pouvaient être utilisés comme ralentisseurs.

Parmi ceux-ci, c'est l'hydrogène léger sous forme d'eau qui semblait le plus intéressant; la soude caustique fondue ou des liquides organiques pouvaient être envisagés comme solutions de remplacement.

On pouvait aussi envisager l'hydrogène lourd, mais sous la seule forme d'eau lourde. Il ne semblait pas y avoir de raisons de s'intéresser à l'emploi de la soude caustique lourde (NaOD), et la préparation de liquides organiques contenant du deutérium semblait être trop coûteuse, si l'on pense à leur faible durée dans la pile où ils sont détruits par les rayonnements. Quant au béryllium, on aurait pu l'employer sous forme de métal pur ou d'oxyde.

Le carbone, selon toutes probabilités, pourrait être utilisé sous forme de graphite.

Comme réfrigérants, on envisageait des gaz, des liquides contenant de l'hydrogène ou du sodium. D'autres métaux fondus n'étaient considérés que comme des possibilités lointaines; fort lointaines également apparaissaient les techniques de fluidisation et celles des piles homogènes.

A cette époque, nous avons établi le tableau suivant pour indiquer les possibilités les plus immédiates :

Réfrigérant	*Élément ralentisseur*			
	Be	C	D	H
Gaz	1	5	9	13
Eau lourde	2	6	10	14
Eau ordinaire (ou liquide analogue)	3	7	11	15
Sodium	4	8	12	16

Le béryllium et la glucine sont relativement inertes du point de vue chimique et résistent aux températures élevées et aux rayonnements. Cependant, le prix de revient du béryllium et de la glucine est tel qu'il est essentiel d'avoir des caractéristiques et un rendement thermodynamique élevés pour que, économiquement parlant, il soit possible de les utiliser dans les génératrices atomiques : c'est pourquoi le type 4 a eu la préférence sur les types 2 et 3. Pour le refroidissement au gaz, il ne semble pas qu'on dispose d'un espace suffisant, le réseau de la pile étant par trop serré; mais, à vrai dire, le type 1 n'a pas été entièrement examiné.

Les possibilités d'emploi des hautes températures qu'implique le refroidissement par gaz ou par sodium font donner la préférence aux types 5 et 8 pour les types de piles à ralentisseur au graphite; on a envisagé d'utiliser une turbine à gaz soit directement pour le type 5, soit indirectement pour le type 8.

Si l'on utilise l'eau comme ralentisseur, le refroidissement au gaz peut sembler intéressant, mais les caractéristiques maxima admissibles pour la production de calories sont bien meilleures dans les systèmes 10 et 15, qui constituent une simplification au point de vue technique. Selon ce critère, on éliminera les systèmes 11 et 14, et pour des raisons de sécurité, on évitera également les types 12 et 16. Si l'on envisage l'emploi de liquides organiques ou de soude caustique, on pourrait alors adopter les systèmes 15 et 16.

Bien que ces critères soient purement qualitatifs et ne s'appliquent qu'aux piles hétérogènes, qui étaient à l'époque celles qui paraissaient le plus aisément réalisables pour les grandes centrales, ils ont permis un premier examen des possibilités. Cet examen a été suivi d'un choix plus strict, pour fixer le programme atomique du Royaume-Uni, et on est arrivé à la conclusion qu'il n'y avait aucun intérêt à pousser les recherches concernant le béryllium ou la glucine.

D'autre part, le Royaume-Uni n'avait pas de vaste programme de production d'eau lourde. Aussi ne semblait-il pas non plus indiqué d'adopter ce système, du moins aussi longtemps qu'on ne disposait pas d'un procédé de fabrication moins onéreux. En effet, n'oublions pas qu'il faut presque une tonne d'eau dans une génératrice atomique à ralentisseur et réfrigérant en eau lourde sous pression pour chaque mégawatt de puissance électrique installée.

On se tourna donc, dès l'abord, vers les piles à graphite et refroidies au gaz, piles qui présentaient le grand avantage de pouvoir être réalisées sans que l'on ait besoin de prévoir un enrichissement initial; le refroidissement au sodium pouvait constituer par la suite une amélioration importante.

En second lieu, il paraissait clair qu'on devait réaliser une pile à ralentisseur et réfrigérant en eau ordinaire, si toutefois la physique des piles

confirmait les prévisions théoriques, à savoir que ces piles présentaient un bon bilan de neutrons. Dans ce cas, on pourrait aussi envisager l'emploi d'un liquide organique. Quant à la soude caustique fondue, ce réfrigérant ne semblait en aucun cas intéressant.

ÉTUDES SUR L'ÉCONOMIE DES NEUTRONS

Étant donné qu'un accident naturel a permis de faire fonctionner une pile avec de l'uranium naturel et que la fabrication de matière fissile revient cher, on a tendance à considérer que les piles qui consomment de l'uranium naturel sont économiques. Mais, en fait, cette méthode peut entraîner un gaspillage inutile de neutrons dans le ralentisseur, ou une fuite de neutrons par les surfaces extérieures du complexe nucléaire, fuite qui rend leur absorption impossible. Ces neutrons ont une valeur économique, puisqu'ils peuvent être utilisés à la conversion du thorium ou de l'uranium-238 en combustibles nucléaires. Pour cette raison, il peut être rentable d'étudier et de réaliser des piles où l'on évite la perte des neutrons, même si ces piles doivent utiliser un combustible enrichi.

Une des méthodes caractéristiques, pour réaliser une telle économie, consiste à resserrer le réseau d'une pile au graphite. Dans ce cas, les neutrons, qui autrement seraient perdus dans le ralentisseur, sont absorbés par l'uranium-238. Cependant, en raison de l'accroissement du nombre des neutrons capturés par absorption de résonance, le taux de conversion devient tellement élevé que la pile ne peut devenir critique que si l'on diminue la proportion entre l'uranium-238 et l'uranium-235. Par ailleurs, il faut noter que la fission de l'uranium-238 par les neutrons rapides peut conduire à un gain intéressant de neutrons, à condition que l'on ait un réseau à mailles petites, mais, malheureusement, cet effet est beaucoup moins marqué avec le thorium. C'est à ce type de considération que nous pensons, quand nous parlons, dans cet exposé, d' « économie de neutrons ».

Il est évident que le but visé doit être de réduire l'absorption parasite, d'une part par une sélection convenable de ralentisseurs, de matériaux de gainage, de réfrigérants ayant de faibles sections efficaces, et d'autre part par la réduction des quantités de ces matières au minimum compatible avec les nécessités de la construction. Pour que les neutrons ne s'évadent du milieu actif qu'en petit nombre, il faut construire un ensemble aussi grand que les considérations économiques le permettent. Pour une dimension donnée de l'ensemble, la perte des neutrons par fuite tendra à décroître en même temps que le rapport ralentisseur-uranium atteindra une certaine valeur minimum et recommencera à croître. Ainsi, quand le rapport ralentisseur-uranium décroît, la capture dans l'uranium-238 croît suivant la quantité d'uranium-235, et il faudra arriver à un certain compromis entre le taux de conversion et le taux d'enrichissement dont on a besoin pour faire démarrer la pile. Ajoutons, du reste, que des études ultérieures concernant l'emploi du plutonium comme matière d'enrichissement pourraient conduire à modifier considérablement ces affirmations.

TAUX DE CONVERSION RÉALISABLES

A l'heure actuelle, il n'y a aucune indication précise permettant de dire que l'un des types mentionnés ci-dessus donne un taux de conversion meilleur qu'un autre. Tous semblent capables de donner un taux de conversion de 0,9 au début, pourvu qu'il y ait une proportion d'uranium enrichi dans le combustible. Cependant, une irradiation de longue durée de l'uranium et la formation du plutonium telle que nous l'avons indiquée dans la discussion des pages précédentes peuvent sans doute conduire à une réduction du taux de conversion, due à l'empoisonnement par les produits de fission ou, peut-être, au fait qu'il y a moins de neutrons émis pour chacun des noyaux fissiles détruits, mais les informations dont nous disposons à ce sujet manquent encore de précision.

Une évaluation plus précise du taux de conversion effectif, dans la pratique, est conditionnée par des considérations de caractère économique, en relation avec la réalisation technique de la pile et la perte de matières fissiles qui survient dans les usines de traitement chimique.

EMPLOI DU THORIUM

Il semble probable que le taux de conversion d'une pile thermique utilisant le cycle de combustion au thorium-233 sera sensiblement supérieur à celui que l'on obtiendrait avec un cycle de combustion basé sur l'uranium-235, le plutonium ou l'uranium-238. En conséquence, on peut penser qu'une grande pile hétérogène pourra être auto-entretenue, ou presque, lorsqu'elle fonctionnera avec le thorium. Cependant, même si le taux de conversion donne un gain négatif, il peut être encore économiquement valable d'utiliser le thorium, tout en assurant une alimentation continuelle en plutonium ou en uranium-235 et en éliminant l'uranium à concentration en uranium-238 plus élevée que ne le permettrait un cycle de combustion en équilibre. Nous donnons à ce sujet quelques résultats théoriques dans une autre communication à la Conférence, et, bien que nous ne soyons parvenus à aucune conclusion précise, tout se passe comme si l'on pouvait admettre un taux de conversion donnant un gain négatif de 20 pour cent.

La conclusion la plus importante de ces remarques est la suivante : le fait que le cycle de combustion thorium - uranium-233 soit auto-entretenu ne permet pas, en lui-même, de déterminer s'il est rentable d'utiliser le thorium comme combustible.

RÉALISATIONS FUTURES

Il semble probable que les réalisations futures de piles à production élevée se feront sur la base de

deux types distincts. D'un côté, la pile thermique ou quasi-thermique, dans laquelle le combustible est utilisé sous forme homogène ou semi-homogène. Il semble probable que des considérations de caractère chimique ou métallurgique tout autant que nucléaire feront donner la préférence au cycle de combustible thorium–uranium-233; une pile de ce type sera presque auto-entretenue en matière fissile.

L'autre type, la pile à neutrons rapides ou à neutrons légèrement ralentis, peut donner un facteur de gain très élevé en utilisant le cycle de combustion plutonium–uranium-238 et un facteur un peu plus faible en utilisant le cycle thorium–uranium-233. Dans les deux cas, il est probable qu'en consentant un sacrifice sur le facteur de gain, on rendra plus aisée la solution des problèmes de réalisation technique ou de traitement chimique et on parviendra à un système beaucoup plus rentable.

Remerciements

L'auteur tient à exprimer sa reconnaissance à MM. J. M. Hill, F. W. Fenning et P. W. Mummery, qui lui ont accordé une aide précieuse en discutant son exposé.

BIBLIOGRAPHIE

J. V. Dunworth, *Le rôle que peut jouer le thorium dans la production d'énergie nucléaire.* Voir mémoire P/867, Actes de la présente Conférence, vol. I, séance 4.

Analyse des cycles de combustion et des types de piles

par Alvin M. Weinberg *

L'utilisation de l'énergie nucléaire et celle des hydrocarbures combustibles d'origine fossile ont en commun les points suivants : diversité des combustibles possibles, diversité des installations dans lesquelles ils peuvent être brûlés, diversité des usages possibles de l'énergie. En raison du développement progressif de l'utilisation des hydrocarbures combustibles, il est à peine nécessaire ou même raisonnable d'analyser les mérites respectifs du charbon, du pétrole ou du gaz naturel. Chacun d'eux est utilisé là où on en dispose et des considérations pratiques, économiques, déterminent l'utilité relative des combustibles dans chaque cas.

Dans l'avenir, il en sera de même dans le cas de l'énergie nucléaire. Les deux matières premières, le thorium et l'uranium, seront utilisées; la question de leurs avantages respectifs sera réglée par l'expérience. Les combustibles nucléaires faisant intervenir des volumes beaucoup moins importants que les combustibles d'origine fossile, il est peu probable qu'à long terme l'un des combustibles supplante l'autre, simplement en raison de son abondance locale.

Mais au cours de la période initiale, étant donné qu'il faut bien démarrer d'une manière ou d'une autre, il est utile de comparer les deux matières premières. Cette comparaison sera fondée sur les caractéristiques nucléaires et sur les caractéristiques de réalisation technique qui en découlent pour les systèmes basés sur l'uranium ou le thorium.

Pour des pays qui ne disposent pas d'usines de diffusion pour réenrichir légèrement les combustibles qui ont servi, le problème du choix du système est résolu automatiquement : l'uranium naturel doit être la matière première. Mais il s'agit là d'une situation temporaire. Le plutonium produit dans la pile à uranium naturel sera utilisé dans des piles à combustible enrichi, et rapidement se posera la question de savoir s'il vaut mieux fabriquer de l'uranium-233 ou s'il vaut mieux produire davantage de plutonium-239. Mon dessein est d'indiquer quelques-uns des éléments qui déterminent ce choix.

Original : anglais.

* Oak Ridge National Laboratory.

MATIÈRES PREMIÈRES

La quantité totale de thorium dans la lithosphère semble être trois fois celle de l'uranium [1] **. Le thorium existe seulement à l'état Th^{4+}; presque tous ses états sont insolubles. L'uranium est habituellement oxydé dans l'état, généralement plus soluble, U^{6+}. Il en résulte qu'il y a relativement peu de thorium terrestre qui ait été lessivé des roches ignées primitives, tandis que de plus grandes quantités d'uranium hexavalent ont été dissoutes à partir de ces roches. Ainsi, bien qu'il puisse y avoir davantage de thorium sur la terre, on est fondé à penser que les gîtes de thorium utilisables sont moins communs que ceux d'uranium.

Le contenu moyen de la lithosphère en thorium est estimé à 10 g par tonne. Le contenu en énergie électrique de 10 g de thorium, en supposant un rendement thermique de 25 pour cent et leur utilisation complète est environ de 60 000 kWh. Si l'on peut fixer le prix du combustible, à l'exclusion de tout traitement chimique, à 0,001 dollar par kilowattheure, le thorium contenu dans chaque tonne de roche vaudra 60 dollars, tandis que l'uranium contenu dans le même tonnage vaudra 20 dollars!

CONSIDÉRATIONS NUCLÉAIRES

Économiser les neutrons, c'est-à-dire convertir efficacement un isotope fissile en un autre, est important aussi bien pour les piles autorégénératrices que pour les piles convertisseuses à combustible non enrichi ou légèrement enrichi. Il est évident qu'il est important d'économiser les neutrons dans les piles autorégénératrices. Dans les piles convertisseuses, particulièrement dans les piles hétérogènes, la principale question économique est centrée sur la consommation en combustible : combien de temps peut-on utiliser une cartouche de combustible avant de la soumettre à un nouveau traitement? On considère habituellement qu'il est nécessaire que 0,3 pour cent de tous les atomes du combustible aient été brûlés avant d'entreprendre un nouveau traitement. On arrive ainsi à un prix du combustible de 0,001 dollar par kilowattheure, si le combustible traité coûte 25 dollars le kilogramme. Étant donné que la pile convertit un

** Les numéros entre crochets renvoient à la bibliographie qui figure à la fin du mémoire.

élément fissile d'une espèce en une autre, sa réactivité peut croître ou diminuer, étant fonction de l'équilibre sensible entre les propriétés nucléaires des divers isotopes fissiles et celles des poisons de fission.

Nombre de neutrons produits dans les réactions nucléaires

Les quantités nucléaires les plus importantes pour déterminer l'utilité à long terme d'un combustible nucléaire sont ν, nombre des neutrons émis dans chaque fission, et η, nombre de neutrons produits pour chaque neutron absorbé. Les valeurs de ν, η et α (rapport « capture sur fission ») à des énergies thermiques et à des énergies élevées, pour les isotopes fissiles, sont rassemblées dans le tableau 1. Les valeurs de α sont tirées de mesures effectuées à l'aide d'un filtre au bore au Knolls Atomic Power Laboratory, avec interpolation théorique entre 10^4 et 2×10^5 V. On voit que la probabilité de capture sans fission décroît lorsque l'énergie croît, mais qu'elle ne devient extrêmement petite, pour l'uranium-235 aussi bien que pour le plutonium, qu'à partir de 5×10^5 V environ. A cette énergie, ν et η sont presque égaux.

On voit que, parmi les isotopes fissiles, le plutonium a le ν le plus élevé, mais le plus bas η thermique, tandis que l'uranium-233 a un ν plus bas, mais le η thermique le plus élevé. Étant donné que le gain théorique dû à la régénération est $\eta - 2$, le tableau montre que le cycle uranium-233–thorium offre la meilleure possibilité pour la régénération en neutrons thermiques, tandis que le cycle plutonium-239–uranium est le meilleur pour la régénération en neutrons rapides. L'amélioration possible du η de l'uranium-233, lorsqu'on passe des énergies thermiques à des énergies élevées — c'est-à-dire la différence entre η et ν thermiques — est seulement de 10 pour cent, tandis qu'elle est presque de 40 pour cent pour le plutonium.

Ainsi, on n'économise pas beaucoup mieux les neutrons lorsqu'on passe à une pile autorégénératrice à neutrons rapides dans le cas du cycle uranium-233–thorium; on gagne beaucoup plus dans le cas du cycle plutonium-233–uranium.

Ce que nous avons dit jusqu'à présent ne tenait pas compte du fait que l'uranium-238 et le thorium-232 peuvent subir la fission par les neutrons rapides. L'effet de fission par neutrons rapides dans le système à uranium-238 est estimé être environ cinq fois plus élevé que dans le système à thorium. Dans un réseau hétérogène très compact, à uranium naturel ou faiblement enrichi, on estime que le nombre effectif des neutrons produits pour chaque atome de plutonium-239 ou d'uranium-235 détruit peut être augmenté de 10 pour cent; dans le système correspondant, uranium-233–thorium, l'effet serait seulement de 2 pour cent environ. Ainsi, pour des systèmes hétérogènes, très compacts, le bilan des neutrons du système plutonium-239–uranium-238 peut être à peu près aussi bon que dans le système uranium-233–thorium.

Tableau 1

Valeurs de ν η, et α

	^{233}U	^{235}U	^{239}Pu
ν	2,54	2,46	2,88
η (thermique)	2,31	2,08	2,03
$\alpha = \frac{\sigma_c}{\sigma_f} = \frac{\nu}{\eta} - 1$ (thermique)	0,098	0,184	0,42
α (100 eV)		$\sim 0{,}52$	$\sim 0{,}72$
α (1 000 eV)		$\sim 0{,}48$	$\sim 0{,}60$
α (10 000 eV)		$\sim 0{,}35$	$\sim 0{,}43$
α (100 000 eV)		$\sim 0{,}13$	$\sim 0{,}18$
α (500 000 eV)		$\sim < 0{,}1$	$\sim < 0{,}1$

La situation est moins claire dans la région de résonance. Des mesures de α pour le plutonium-239 sont décrites dans certains mémoires de la séance 18 A. Les résultats sont rassemblés dans le tableau 1. On y voit que le η du plutonium-239 s'abaisse de façon désastreuse dès qu'on dépasse l'énergie thermique et que, même à une valeur élevée de l'ordre de 100 keV, il est encore nettement au-dessous de la valeur approximative de 2,88 pour les neutrons très rapides. On dispose de moins de connaissances pour l'uranium-233; les mesures initiales montrent que η (uranium-233) est sensiblement constant immédiatement au-dessus de l'énergie thermique.

Il s'agit, bien entendu, de l'énergie du neutron; dans une pile à neutrons thermiques et à ralentisseur, il s'agirait essentiellement de la température du ralentisseur. Dans une pile comme PWR (Pressurized Water Reactor) ou la pile homogène à solution aqueuse où le ralentisseur fonctionne à 250 °C, la valeur de η (plutonium-239) serait tombée bien au-dessous de 2; ainsi, même avec un effet important des neutrons rapides, la probabilité de réaliser par un tel système un cycle régénérateur auto-entretenu apparaît lointaine. Cela peut naturellement être amélioré aux dépens de la complication de construction, en séparant le ralentisseur et l'eau de refroidissement. Si le ralentisseur était maintenu froid, la température des neutrons pourrait être assez basse pour permettre un η relativement élevé dans le système uranium-238–plutonium.

Empoisonnement par les produits de fission

La valeur, du point de vue économique, de toutes les piles autorégénératrices, productrices d'énergie, est fortement conditionnée par la fréquence des traitements chimiques pour nouvelle fabrication. Dans les piles hétérogènes, cette valeur peut très bien être déterminée par les altérations des cartouches de combustible sous l'irradiation. Si on réalisait des cartouches de combustible qui puissent supporter des taux de consommation très élevés, alors ce serait la perte des neutrons dans les produits de fission et dans les isotopes plus lourds qui deviendrait le facteur limitatif. Les pertes dues aux

produits de fission pour les neutrons de résonance, rapides et thermiques, et les pertes dues aux isotopes plus élevés, comme le protactinium-233 et le plutonium-240, seront discutées séparément.

A. *Intervalle de résonance*

E. P. Wigner a estimé de la façon suivante l'empoisonnement dû aux produits de fission dans l'intervalle de résonance. En supposant la largeur neutronique réduite proportionnelle à l'espacement des niveaux, il est possible d'arriver à une expression précise pour la section efficace moyenne d'absorption par un noyau dans la région non thermique. Si nous mesurons l'énergie E, la largeur radiative Γ_γ, et l'espacement des niveaux D en électrons-volts, la section efficace moyenne de capture s'écrit, en barns :

$$\sigma = \frac{1\,800\,f}{\sqrt{E}} \frac{\Gamma_\gamma}{\Gamma_\gamma + 4{,}4 \times 10^{-4} f D \sqrt{E}} \left(1 + \frac{A^{2/3} E}{10^7}\right) \text{barns} \quad (1)$$

où f est le rapport entre la largeur neutronique réduite $\Gamma_n/\sqrt{E}$ et l'espacement des niveaux; c'est-à-dire,

$$\frac{\Gamma_n}{D\sqrt{E}} = 4{,}4 \times 10^{-4} f \quad (2)$$

et où A est le nombre de masse. Dans la première formule, $A^{2/3}$ tient compte approximativement des moments angulaires élevés. Une formule similaire serait valable pour les sections efficaces de fission, la largeur de fission Γ_f remplaçant Γ_γ.

Des résultats récents de Carter, Harvey, Hughes et Pilcher [2] montrent que pour des noyaux du groupe des fragments légers, f se trouve compris entre 0,05 et 0,2; pour les fragments lourds, f est à peu près deux fois plus grand, bien que les fluctuations de f soient tout à fait irrégulières. La largeur radiative est d'environ 0,15 volt pour les fragments de fission légers et 0,1 volt pour les fragments lourds. Ces valeurs sont encore incertaines de 50 pour cent au moins; néanmoins, elles peuvent être utilisées pour indiquer le caractère général de l'empoisonnement par les produits de fission.

D'après la première formule, la section efficace *moyenne* est d'abord proportionnelle à $\frac{1}{\sqrt{E}}$ et devrait avoir, dans cette région, à peu près la même valeur pour chaque élément. A une énergie plus élevée, lorsque le second terme dans le dénominateur devient plus grand que le premier, la section efficace devrait décroître comme $\frac{1}{E}$; finalement, à des énergies très élevées (1 MeV), la section efficace moyenne d'absorption tend vers la valeur constante :

$$\sigma \sim 0{,}4\ A^{2/3} \frac{\Gamma_\gamma}{D}$$

La largeur de fission est considérablement plus grande que la largeur radiative; pour cette raison, la section efficace de fission ne montre pas aussi fortement une dépendance en $\frac{1}{E}$ dans la région supérieure de résonance.

La dépendance en $\frac{1}{E}$ de l'absorption des produits de fission intervient lorsque Γ_γ et la largeur neutronique $\Gamma_n = 4{,}4 \times 10^{-4} f D \sqrt{E}$ deviennent égales. Pour les fragments légers, pour lesquels $D \sim 100$ eV, cela se produit à 400 eV environ, tandis que pour les fragments lourds, $D \sim 10$ eV, cela se produit aux environs de 3 000 eV. Naturellement, ces valeurs sont grossièrement approchées, étant donné surtout que beaucoup des produits de fission sont des noyaux magiques ou presque magiques; pour ceux-ci, D est plus grand et la loi en $\frac{1}{E}$ apparaît même pour des valeurs plus basses. Néanmoins, ce calcul grossier indique que l'empoisonnement par les produits de fission d'une pile fonctionnant dans la région de résonance est moins important au-dessus de quelques kilo-électrons-volts qu'au-dessous de cette énergie.

Malheureusement les données dont on dispose sur η dans cette région de résonance faible ne sont guère encourageantes. Les expériences résumées dans le tableau 1 montrent que η du plutonium-239 n'excède probablement pas 2 aux alentours de 10 keV et est nettement inférieur à 2 au-dessous de 10 keV.

Les calculs des sections efficaces des produits de fission légers ($A = 100$) et lourds ($A = 140$), fondés sur la formule (*1*) sont résumés dans le tableau 2. La colonne indiquée $\bar{\sigma}_F$ (^{235}U) est une valeur moyenne de la section efficace de fission de l'uranium-235 à l'énergie indiquée. La dernière colonne, indiquée $(\bar{\sigma}_{a_L} + \bar{\sigma}_{a_H})/\bar{\sigma}_F$ est le rapport de la somme des sections efficaces des produits de fission lourds et légers, calculées par la formule (*1*), à la section efficace de l'uranium-235 : c'est ce rapport qui est une mesure de la gravité de l'empoisonnement par les produits de fission d'une pile à neutrons de résonance.

Tableau 2

Sections efficaces moyennes de capture

E (eV)	$\bar{\sigma}_{a_L}(A = 100)$ (barns)	$\bar{\sigma}_{a_H}(A = 140)$ (barns)	$\bar{\sigma}_F$ (^{235}U) (barns)	$\frac{(\bar{\sigma}_{a_L} + \bar{\sigma}_{a_H})}{\bar{\sigma}_F}$
10^2	20	60	25	3,2
10^3	3,7	14	7	2,6
10^4	0,5	2,6	3,8	0,8
10^5	0,07	0,4	1,8	0,26
10^6	0,019	0,14	1,3	0,12

Paramètres : Pour $A = 100$, $f = 0{,}17$, $\Gamma_\gamma = 0{,}15$ eV, $D = 100$ eV.
Pour $A = 140$, $f = 0{,}4$, $\Gamma_\gamma = 0{,}10$ eV, $D = 10$ eV.

L'empoisonnement de résonance est, d'après le tableau, très sérieux au-dessous de 10 keV. Par exemple, à 10 keV, si le combustible était consommé à 10 pour cent, la section efficace d'empoisonnement par les produits de fission représenterait 8 pour cent de la section efficace du combustible.

Ainsi les perspectives pour une pile à neutrons de résonance à taux de combustion élevé, sans même parler d'une pile autorégénératrice à résonance, sont très médiocres, sauf si les produits de fission sont retirés rapidement ou si le spectre est maintenu à une haute valeur.

La situation est meilleure au-dessus de 10 keV : il est bien établi que, dans ce domaine, la section efficace des produits de fission varie comme $\frac{1}{E}$ plutôt que comme $\frac{1}{\sqrt{E}}$, tandis que la section efficace de fission varie beaucoup plus lentement. Ainsi, à 10^5 eV, les poisons de fission sont trois fois moins importants qu'à 10^4 eV.

Il faut souligner que les estimations précédentes sont fondées sur des paramètres moyens sur lesquels règne une incertitude considérable. Par exemple, les données sont également compatibles avec une valeur de f, pour les fragments légers, deux fois plus faible que celle qui a été utilisée ici. Cela rendrait l'empoisonnement par les fragments légers moins important, mais, étant donné de toute façon que ce sont les fragments lourds qui causent l'empoisonnement le plus important, nos conclusions générales ne sont pas changées.

B. *Région des neutrons rapides*

Dans la région des neutrons rapides, la formule asymptotique [formule (2)] donne, pour les sections efficaces de capture des produits de fission légers, environ 12 millibarns et environ 100 millibarns pour les fragments lourds. Ces valeurs sont calculées d'après les mêmes paramètres que ceux utilisés pour les calculs dans la région de résonance. Par conséquent, il y aura pour chaque fission, production de 110 millibarns de poison environ, dans une pile à neutrons rapides. Les sections efficaces de fission de l'uranium-235 et de plutonium-239 pour des neutrons rapides sont de 2 barns environ.

Considérons maintenant une pile à neutrons très rapides qui fonctionne à la puissance spécifique de 1 000 kW par kilogramme de sorte que 0,1 pour cent de la matière fissile est brûlé chaque jour. Le rapport de la section efficace du poison de fission à la section efficace de fission croît au rythme de $0{,}1 \times 10^{-2} \times \frac{0{,}11}{2} = 0{,}6 \times 10^{-4}$ par jour. L'empoisonnement par les produits de fission atteindra 0,6 pour cent en cent jours. Ceci n'est pas très grave étant donné que, pendant ce temps, 10 pour cent de la matière fissile auront été détruits et les dégâts causés par les rayonnements aux cartouches de combustible auront probablement nécessité la purification et une nouvelle fabrication.

L'estimation que nous venons de donner vaut pour une pile idéale à neutrons rapides, dans laquelle le spectre de fission n'a pas été dégradé. Dans n'importe quelle pile réelle, en raison de la diffusion inélastique, la plus grande partie des fissions se produit le plus probablement à des énergies comprises entre 10^5 eV et 5×10^5 eV. Dans cet intervalle d'énergie, l'empoisonnement par les produits de fission est plus grave. D'après le tableau 2, chaque paire de produits de fission aura une section efficace qui est environ $\frac{2}{10}$ de la section efficace de fission. Ainsi, l'empoisonnement en 100 jours, dans l'exemple précédent, atteindra environ 2 pour cent.

C. *Région des neutrons thermiques*

L'absorption par les produits de fission dans le domaine des neutrons rapides et des neutrons de résonance peut être estimée de façon statistique d'après une formule simple comme (*1*). De plus, on ne doit guère s'attendre à ce que les sections efficaces varient lorsque toute la chaîne des filiations des produits de fission est parcourue, si bien que l'empoisonnement, dans ces cas, n'est pas supposé dépendre de l'âge des produits de fission. D'un autre côté, les sections efficaces des produits de fission, pour les neutrons thermiques, ne peuvent être atteintes par un calcul théorique analogue. Elles ne peuvent être obtenues qu'à partir de données expérimentales. De plus, étant donné que les sections efficaces d'absorption des neutrons thermiques peuvent être très différentes pour des nuclides voisins, l'effet d'empoisonnement dépendra de façon sensible de l'âge du produit de fission.

Les poisons de fission pour les neutrons thermiques peuvent être divisés en trois groupes. Le groupe I comprend les gaz rares, consistant presque entièrement en xénon-135, qui peuvent, dans une pile homogène, être extraits de façon continue. La perte par le xénon-135, à l'état d'équilibre, est essentiellement son rendement de fission divisé par $1 + \alpha$; elle est de l'ordre de 6 pour cent environ dans les systèmes à uranium-235 et à uranium-233. La perte à l'état d'équilibre est obtenue lorsque la vitesse de destruction causée par l'absorption des neutrons est grande devant la vitesse de décroissance spontanée. Cela a lieu pour des valeurs de flux de neutrons dépassant de façon importante 3×10^{13}.

Le groupe II comprend les produits de fission stables, non gazeux, dont la section efficace dépasse 1 000 barns, qui atteignent l'équilibre en quelques jours. Tous ces produits de fission sont des terres rares, à l'exception du cadmium-113. L'empoisonnement par ces produits de fission est également donné par leur rendement total de fission divisé par $1 + \alpha$. Dans l'uranium-233, les produits du groupe II contribuent à l'empoisonnement pour environ 0,77 pour cent; dans l'uranium-235, pour environ 1,5 pour cent.

Le groupe III comprend tous les autres produits de fission stables et instables pour lesquels existent des données sur leurs sections efficaces. Dans l'uranium-233, les produits de fission du groupe III ont un rendement de 126 pour cent sur un maximum possible de 200 pour cent; dans l'uranium-235, un rendement de 144 pour cent; dans le plutonium-239, un rendement de 134 pour cent. Les sections efficaces de ces produits de fission sont fonction du temps.

Treize isotopes, avec un rendement total de 45 pour cent environ, représentent presque tous les poisons du groupe III. Ce sont, avec leurs sections efficaces : le néodyme-143 (243 barns), le technétium-99 (100 barns), le strontium-89 (110 barns), le césium-133 (26 barns), l'iode-131 (600 barns, période 8 jours), le néodyme-145 (50 barns), le rhénium-103 (149 barns), le césium-135 (15 barns), le molybdène-95 (13 barns), le prométhéum-147 (60 barns), le praséodyme-141 (13 barns), le lanthane-139 (8 barns), l'europium-153 (500 barns) et le samarium-152 (135 barns).

Les sections efficaces moyennes totales des produits de fission du groupe III ont été calculées en fonction du temps d'irradiation avec un flux de $3{,}2 \times 10^{14}$, par E. D. Arnold, de Oak Ridge National Laboratory, et sont données dans la figure 1. Les sections efficaces du groupe III sont initialement d'environ $\sigma = 40$ barns par fission pour l'uranium-235, environ 32 barns par fission pour l'uranium-233; après 10 jours à un flux de $3{,}2 \times 10^{14}$, ces valeurs tombent respectivement à environ 16 barns par fission et 12 barns par fission. Pour le plutonium-239, une compilation de K. Way et Nancy Dismuke donne une section efficace initiale de 44 barns, la valeur à long terme étant environ de 18 barns par fission. La plupart des produits de fission du groupe III ont des sections efficaces tellement basses qu'elles ne permettent pas d'atteindre la saturation; par conséquent, par fission, la section efficace d'empoisonnement de la plupart des isotopes stables du groupe est indépendante de la durée d'irradiation. D'un autre côté, l'iode-131 et le strontium-89 ont des périodes relativement courtes et donnent lieu à saturation. Presque tous les écarts à la constante, dans la figure 1, aux faibles valeurs d'irradiation, peuvent être attribués à ces deux éléments. On obtient une bonne précision dans les calculs pratiques, sauf pour les temps d'irradiation très courts, en prenant une perte constante, par les produits de fission, de 18 barns par fission dans l'uranium-233 et de 16 barns par fission dans l'uranium-235.

Les produits de fission du groupe III ont une certaine importance dans n'importe quelle pile à neutrons thermiques à taux de combustion élevé. Par exemple, dans une pile à essai de matériaux ou une pile homogène, fonctionnant à la puissance spécifique de 10 000 kW par kilogramme, les poisons de fission réduiraient le taux de conversion de 3×10^{-4} par jour environ. Dans une pile à uranium naturel, la réduction du rendement thermique,

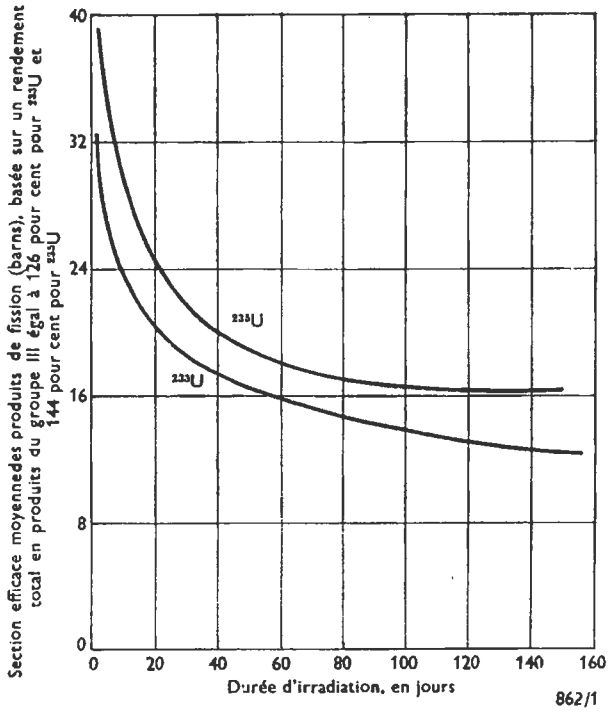


Figure 1. — Effet de la durée d'irradiation sur les poisons de fission du groupe III dans des types de piles à uranium-233 - uranium-235, pour une valeur du flux de $3{,}2 \times 10^{14}$ neutrons/cm²/s.

causée par les poisons de fission du groupe III, lorsque la pile a consommé 0,3 pour cent des atomes originaux — c'est-à-dire 50 pour cent de l'uranium-235 d'origine — serait environ de 0,8 pour cent. Cette perte croît de façon grossièrement linéaire en fonction du temps et atteint 2,5 pour cent lorsque la consommation est 1 pour cent de tous les atomes.

Naturellement, il y a de nombreuses sections efficaces inconnues dont il n'a pas été tenu compte dans l'estimation des effets des poisons de fission du groupe III, bien qu'on suppose habituellement que les sections efficaces manquantes sont inconnues précisément parce qu'elles sont petites ou bien qu'elles appartiennent à des éléments de périodes courtes ou de faible production, auxquels cas ils ne sauraient être des poisons importants.

Il est intéressant de noter que le rapport de la section efficace de fission à la section efficace des produits de fission du groupe III est, asymptotiquement, de 30 environ dans une pile à neutrons thermiques à uranium-233 ou à uranium-235. Ce rapport est un peu plus grand que le rapport d'environ 20 qui prévaut dans une pile à neutrons très rapides. Ainsi, les produits de fission du groupe III sont à peine aussi importants dans une pile à neutrons thermiques que dans une pile à neutrons rapides, et sont beaucoup moins importants que dans une pile dont les neutrons ont une énergie située dans le domaine inférieur des résonances. Naturellement, dans les systèmes à neutrons thermiques, les pertes par les produits de fission des groupes I et II

L'empoisonnement de résonance est, d'après le tableau, très sérieux au-dessous de 10 keV. Par exemple, à 10 keV, si le combustible était consommé à 10 pour cent, la section efficace d'empoisonnement par les produits de fission représenterait 8 pour cent de la section efficace du combustible.

Ainsi les perspectives pour une pile à neutrons de résonance à taux de combustion élevé, sans même parler d'une pile autorégénératrice à résonance, sont très médiocres, sauf si les produits de fission sont retirés rapidement ou si le spectre est maintenu à une haute valeur.

La situation est meilleure au-dessus de 10 keV : il est bien établi que, dans ce domaine, la section efficace des produits de fission varie comme $\frac{1}{E}$ plutôt que comme $\frac{1}{\sqrt{E}}$, tandis que la section efficace de fission varie beaucoup plus lentement. Ainsi, à 10^5 eV, les poisons de fission sont trois fois moins importants qu'à 10^4 eV.

Il faut souligner que les estimations précédentes sont fondées sur des paramètres moyens sur lesquels règne une incertitude considérable. Par exemple, les données sont également compatibles avec une valeur de f, pour les fragments légers, deux fois plus faible que celle qui a été utilisée ici. Cela rendrait l'empoisonnement par les fragments légers moins important, mais, étant donné de toute façon que ce sont les fragments lourds qui causent l'empoisonnement le plus important, nos conclusions générales ne sont pas changées.

B. *Région des neutrons rapides*

Dans la région des neutrons rapides, la formule asymptotique [formule (2)] donne, pour les sections efficaces de capture des produits de fission légers, environ 12 millibarns et environ 100 millibarns pour les fragments lourds. Ces valeurs sont calculées d'après les mêmes paramètres que ceux utilisés pour les calculs dans la région de résonance. Par conséquent, il y aura pour chaque fission, production de 110 millibarns de poison environ, dans une pile à neutrons rapides. Les sections efficaces de fission de l'uranium-235 et de plutonium-239 pour des neutrons rapides sont de 2 barns environ.

Considérons maintenant une pile à neutrons très rapides qui fonctionne à la puissance spécifique de 1 000 kW par kilogramme de sorte que 0,1 pour cent de la matière fissile est brûlé chaque jour. Le rapport de la section efficace du poison de fission à la section efficace de fission croît au rythme de $0{,}1 \times 10^{-2} \times \frac{0{,}11}{2} = 0{,}6 \times 10^{-4}$ par jour. L'empoisonnement par les produits de fission atteindra 0,6 pour cent en cent jours. Ceci n'est pas très grave étant donné que, pendant ce temps, 10 pour cent de la matière fissile auront été détruits et les dégâts causés par les rayonnements aux cartouches de combustible auront probablement nécessité la purification et une nouvelle fabrication.

L'estimation que nous venons de donner vaut pour une pile idéale à neutrons rapides, dans laquelle le spectre de fission n'a pas été dégradé. Dans n'importe quelle pile réelle, en raison de la diffusion inélastique, la plus grande partie des fissions se produit le plus probablement à des énergies comprises entre 10^5 eV et 5×10^5 eV. Dans cet intervalle d'énergie, l'empoisonnement par les produits de fission est plus grave. D'après le tableau 2, chaque paire de produits de fission aura une section efficace qui est environ $\frac{2}{10}$ de la section efficace de fission. Ainsi, l'empoisonnement en 100 jours, dans l'exemple précédent, atteindra environ 2 pour cent.

C. *Région des neutrons thermiques*

L'absorption par les produits de fission dans le domaine des neutrons rapides et des neutrons de résonance peut être estimée de façon statistique d'après une formule simple comme (*1*). De plus, on ne doit guère s'attendre à ce que les sections efficaces varient lorsque toute la chaîne des filiations des produits de fission est parcourue, si bien que l'empoisonnement, dans ces cas, n'est pas supposé dépendre de l'âge des produits de fission. D'un autre côté, les sections efficaces des produits de fission, pour les neutrons thermiques, ne peuvent être atteintes par un calcul théorique analogue. Elles ne peuvent être obtenues qu'à partir de données expérimentales. De plus, étant donné que les sections efficaces d'absorption des neutrons thermiques peuvent être très différentes pour des nuclides voisins, l'effet d'empoisonnement dépendra de façon sensible de l'âge du produit de fission.

Les poisons de fission pour les neutrons thermiques peuvent être divisés en trois groupes. Le groupe I comprend les gaz rares, consistant presque entièrement en xénon-135, qui peuvent, dans une pile homogène, être extraits de façon continue. La perte par le xénon-135, à l'état d'équilibre, est essentiellement son rendement de fission divisé par $1 + \alpha$; elle est de l'ordre de 6 pour cent environ dans les systèmes à uranium-235 et à uranium-233. La perte à l'état d'équilibre est obtenue lorsque la vitesse de destruction causée par l'absorption des neutrons est grande devant la vitesse de décroissance spontanée. Cela a lieu pour des valeurs de flux de neutrons dépassant de façon importante 3×10^{13}.

Le groupe II comprend les produits de fission stables, non gazeux, dont la section efficace dépasse 1 000 barns, qui atteignent l'équilibre en quelques jours. Tous ces produits de fission sont des terres rares, à l'exception du cadmium-113. L'empoisonnement par ces produits de fission est également donné par leur rendement total de fission divisé par $1 + \alpha$. Dans l'uranium-233, les produits du groupe II contribuent à l'empoisonnement pour environ 0,77 pour cent; dans l'uranium-235, pour environ 1,5 pour cent.

Le groupe III comprend tous les autres produits de fission stables et instables pour lesquels existent des données sur leurs sections efficaces. Dans l'uranium-233, les produits de fission du groupe III ont un rendement de 126 pour cent sur un maximum possible de 200 pour cent; dans l'uranium-235, un rendement de 144 pour cent; dans le plutonium-239, un rendement de 134 pour cent. Les sections efficaces de ces produits de fission sont fonction du temps.

Treize isotopes, avec un rendement total de 45 pour cent environ, représentent presque tous les poisons du groupe III. Ce sont, avec leurs sections efficaces : le néodyme-143 (243 barns), le technétium-99 (100 barns), le strontium-89 (110 barns), le césium-133 (26 barns), l'iode-131 (600 barns, période 8 jours), le néodyme-145 (50 barns), le rhénium-103 (149 barns), le césium-135 (15 barns), le molybdène-95 (13 barns), le prométhéum-147 (60 barns), le praséodyme-141 (13 barns), le lanthane-139 (8 barns), l'europium-153 (500 barns) et le samarium-152 (135 barns).

Les sections efficaces moyennes totales des produits de fission du groupe III ont été calculées en fonction du temps d'irradiation avec un flux de $3{,}2 \times 10^{14}$, par E. D. Arnold, de Oak Ridge National Laboratory, et sont données dans la figure 1. Les sections efficaces du groupe III sont initialement d'environ $\sigma = 40$ barns par fission pour l'uranium-235, environ 32 barns par fission pour l'uranium-233; après 10 jours à un flux de $3{,}2 \times 10^{14}$, ces valeurs tombent respectivement à environ 16 barns par fission et 12 barns par fission. Pour le plutonium-239, une compilation de K. Way et Nancy Dismuke donne une section efficace initiale de 44 barns, la valeur à long terme étant environ de 18 barns par fission. La plupart des produits de fission du groupe III ont des sections efficaces tellement basses qu'elles ne permettent pas d'atteindre la saturation; par conséquent, par fission, la section efficace d'empoisonnement de la plupart des isotopes stables du groupe est indépendante de la durée d'irradiation. D'un autre côté, l'iode-131 et le strontium-89 ont des périodes relativement courtes et donnent lieu à saturation. Presque tous les écarts à la constante, dans la figure 1, aux faibles valeurs d'irradiation, peuvent être attribués à ces deux éléments. On obtient une bonne précision dans les calculs pratiques, sauf pour les temps d'irradiation très courts, en prenant une perte constante, par les produits de fission, de 18 barns par fission dans l'uranium-233 et de 16 barns par fission dans l'uranium-235.

Les produits de fission du groupe III ont une certaine importance dans n'importe quelle pile à neutrons thermiques à taux de combustion élevé. Par exemple, dans une pile à essai de matériaux ou une pile homogène, fonctionnant à la puissance spécifique de 10 000 kW par kilogramme, les poisons de fission réduiraient le taux de conversion de 3×10^{-4} par jour environ. Dans une pile à uranium naturel, la réduction du rendement thermique,

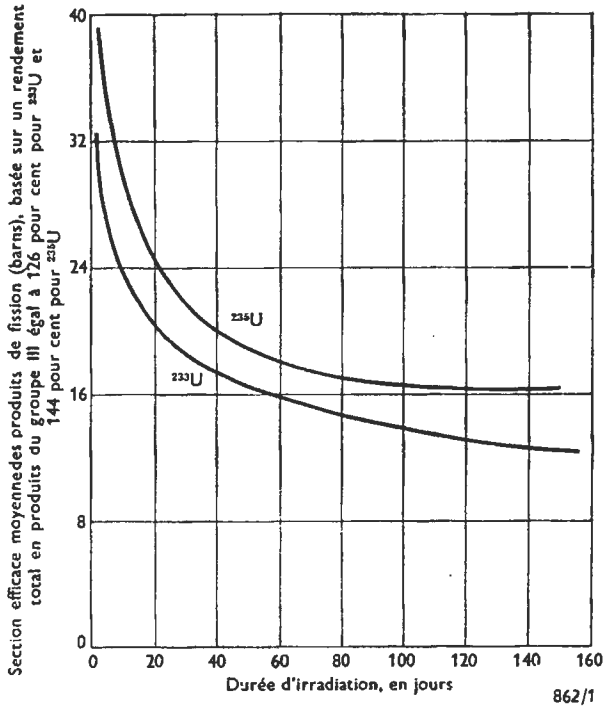


Figure 1. — Effet de la durée d'irradiation sur les poisons de fission du groupe III dans des types de piles à uranium-233 - uranium-235, pour une valeur du flux de $3{,}2 \times 10^{14}$ neutrons/cm²/s.

causée par les poisons de fission du groupe III, lorsque la pile a consommé 0,3 pour cent des atomes originaux — c'est-à-dire 50 pour cent de l'uranium-235 d'origine — serait environ de 0,8 pour cent. Cette perte croît de façon grossièrement linéaire en fonction du temps et atteint 2,5 pour cent lorsque la consommation est 1 pour cent de tous les atomes.

Naturellement, il y a de nombreuses sections efficaces inconnues dont il n'a pas été tenu compte dans l'estimation des effets des poisons de fission du groupe III, bien qu'on suppose habituellement que les sections efficaces manquantes sont inconnues précisément parce qu'elles sont petites ou bien qu'elles appartiennent à des éléments de périodes courtes ou de faible production, auxquels cas ils ne sauraient être des poisons importants.

Il est intéressant de noter que le rapport de la section efficace de fission à la section efficace des produits de fission du groupe III est, asymptotiquement, de 30 environ dans une pile à neutrons thermiques à uranium-233 ou à uranium-235. Ce rapport est un peu plus grand que le rapport d'environ 20 qui prévaut dans une pile à neutrons très rapides. Ainsi, les produits de fission du groupe III sont à peine aussi importants dans une pile à neutrons thermiques que dans une pile à neutrons rapides, et sont beaucoup moins importants que dans une pile dont les neutrons ont une énergie située dans le domaine inférieur des résonances. Naturellement, dans les systèmes à neutrons thermiques, les pertes par les produits de fission des groupes I et II

doivent être ajoutées, mais ces pertes atteignent rapidement une valeur de saturation.

Pertes par les isotopes lourds

En plus des poisons de fission, il se crée dans la pile des isotopes intermédiaires lourds qui sont souvent des poisons gênants. Les sections efficaces connues les plus importantes sont rassemblées dans le tableau 3.

Tableau 3

Principales sections efficaces de capture des neutrons thermiques

Isotope	σ_c
^{233}Pa	~ 150 barns
^{234}U	92 barns
^{236}U	6 barns
^{239}Np	~ 80 barns
^{240}Pu	510 barns

L'importance relative des isotopes lourds qui sont des poisons dépend du type de la pile. Dans le type thermique thorium-uranium le protactinium-233 est le poison le plus gênant, avec une section efficace supérieure à 100 barns. Il est particulièrement gênant, car la capture par le protactinium-233 enlève 2 neutrons au cycle de régénération — l'un étant le neutron qui a formé le protactinium-233, l'autre, le neutron capturé par le protactinium-233.

Comme le protactinium a une période de 27 jours, la perte due à la capture par le protactinium-233 peut être conservée à une valeur faible en maintenant toujours le protactinium dans un flux relativement peu élevé. Ainsi, avec un flux de 2×10^{13}, la période de décroissance par capture du protactinium est cent fois plus longue que sa période de décroissance spontanée, tandis que, sous un flux de 2×10^{15}, les deux périodes sont à peu près égales. Dans le premier cas, la perte par le protactinium sera négligeable; dans le dernier, largement plus de la moitié de l'uranium-233 créé sera détruit par la capture des neutrons par le protactinium.

Dans les systèmes thermiques à uranium naturel ou légèrement enrichi, ce sont les isotopes plus lourds de l'uranium et du plutonium qui sont les plus importants. Étant donné que la section efficace de fission par neutrons thermiques du plutonium-239 (800 barns) est considérablement plus grande que la section efficace de fission de l'uranium-235, la réactivité dans les piles thermiques convertisseuses tend initialement à croître lorsque l'uranium-235 est remplacé par le plutonium-239. Lorsque l'irradiation se poursuit, un très fort poison, le plutonium-240, intervient, ce qui, en même temps que l'accumulation des produits de fission de l'uranium-236 et la consommation du plutonium-239 lui-même, a pour effet de réduire la réactivité pour de longues durées d'irradiation.

Le gain relatif dû à la formation du plutonium-239 dépend du taux de conversion : plus le taux de conversion est élevé, plus prononcée sera l'augmentation initiale de la réactivité. Le taux de conversion est habituellement plus bas dans des piles légèrement enrichies que dans des piles à uranium naturel. Ainsi la souplesse de réalisation technique que l'utilisation d'uranium légèrement enrichi au lieu d'uranium naturel rend possible tend à être compensée par des taux de combustion plus faibles que l'on rencontre, en général, dans les systèmes faiblement enrichis, à taux de conversion plus faible.

Bien que la situation soit trop compliquée pour être présentée en détail, il apparaît probable que les pertes de réactivité ne pourront pas rendre impossibles des taux de combustion de 3 000 mégawatts-jour par tonne dans beaucoup de types de piles à neutrons thermiques.

En général, la vitesse de création des isotopes lourds et l'empoisonnement consécutif est proportionnel à α, rapport capture sur fission. Étant donné que α est trop petit dans les piles à neutrons très rapides, la création d'isotopes lourds a moins d'importance que dans les piles à neutrons thermiques. Dans les types de piles à neutrons de résonance, caractérisés par des α très grands, la création d'isotopes lourds sera beaucoup plus grave. On peut estimer à l'aide de l'équation (*1*) les sections efficaces moyennes de résonance des isotopes lourds. Les isotopes lourds sont caractérisés par un D très petit, un faible Γ_γ et d'assez grands f. En prenant par exemple $D = 10$ eV, $\Gamma_\gamma = 0{,}03$ eV, $f = 0{,}4$, on trouve que la section efficace moyenne des isotopes lourds est égale environ aux sections efficaces des fragments de fission lourds. Ainsi, pour autant qu'il s'agit de l'effet d'empoisonnement, les isotopes lourds peuvent être compris dans les fragments de fission lourds et leur rendement de « fission » est de l'ordre de $\frac{\alpha}{1+\alpha}$. Ainsi pour $\alpha \not\ll \frac{1}{2}$, valeur caractéristique des piles à neutrons de résonance inférieure, les isotopes lourds ajoutent environ 30 pour cent à l'empoisonnement dû aux fragments de fission lourds.

RÉSUMÉ DES CARACTÉRISTIQUES NUCLÉAIRES

Nous pouvons résumer la situation nucléaire de façon très brève par les règles suivantes :

1. La régénération thermique dans le cycle uranium-233–thorium se présente fort bien, des gains par régénération de 10 à 15 pour cent pouvant être probablement obtenus.

2. La pile homogène autorégénératrice n'est pas sujette à la perte de 6 pour cent due à l'empoisonnement par le xénon-135; si les produits de fission peuvent être extraits de façon continue, la perte due aux produits de fission est encore réduite.

3. La régénération par les neutrons rapides dans le cycle plutonium-239–uranium se présente bien;

des gains par régénération de 0,5 peuvent être atteints. Pour obtenir ce résultat, toutefois, le spectre doit être maintenu nettement au-dessus de 0,1 MeV.

4. La régénération par les neutrons rapides dans le cycle uranium-233–thorium présente peu d'avantages, lorsqu'elle est possible, sur le cycle uranium-233–thorium en neutrons lents.

5. La possibilité d'une régénération avantageuse dans la région des neutrons de résonance apparaît faible bien qu'on connaisse encore trop peu de choses sur η pour en être certain. L'empoisonnement par les produits de fission est le pire dans la région inférieure des énergies de résonance.

6. Les pertes de réactivité sont probablement tolérables pour des consommations de 3 000 mégawatts-jour par tonne dans les types de pile à uranium naturel ou faiblement enrichi, s'ils sont conçus pour donner un taux de conversion initial élevé.

CONSIDÉRATIONS TECHNIQUES

L'énorme difficulté de choisir la meilleure solution pour la construction des piles apparaît clairement si on évalue le nombre des types concevables. Dans le tableau 4 sont énumérés quelques-uns des choix possibles pour celui qui entreprend l'étude d'une pile.

Tableau 4

Choix possibles en vue de la construction de piles

Combustible	Matière fertile	Énergie des neutrons	Réfrigérant	Nature	Ralentisseur
^{233}U	Th	Rapides	Gaz	Hétérogène	H_2O
^{235}U	U	Résonance	Métal liquide	Homogène	D_2O
^{239}Pu		Lents	H_2O		Be
			D_2O		BeO
			Hydrocarbures, etc.		C etc.

Le tableau 4 n'énumère nullement tous les choix possibles; cependant, le nombre total de combinaisons dans le tableau 4 conduit à $3 \times 2 \times 3 \times 5 \times 2 \times 5 = 900$ piles possibles! Naturellement, tous ne représentent pas un choix sensé; par exemple, une pile à neutrons rapides peut difficilement être refroidie par l'eau ordinaire. Même ainsi, il reste probablement au moins 100 combinaisons dont la réalisation n'apparaît pas impossible de façon évidente. La marche à suivre pour étudier une pile consistera à distinguer dans ce faisceau de possibilités, celles, au nombre d'une douzaine, à peu de choses près, qui donnent le plus de chances de succès.

Heureusement, les considérations nucléaires déjà soulignées réduisent considérablement le nombre des possibilités. Le cycle de régénération à neutrons lents exige certainement le système uranium-233–thorium; le cycle à neutrons rapides peut être basé soit sur uranium-233–thorium, soit sur plutonium-239–uranium, mais c'est ce dernier qui a l'avantage du point de vue nucléaire.

Il y a quelques principes généraux qui peuvent être utilisés pour réduire encore le nombre des possibilités. Nous allons en discuter maintenant, sans suivre nécessairement leur ordre d'importance.

Rendement-matière et rendement thermique

Toutes choses égales d'ailleurs, la meilleure pile est celle qui fonctionne avec le rendement thermique le plus élevé. Cependant, étant donné que, dans chaque pile, il y a toujours une quantité importante de matière coûteuse qui est immobilisée — soit la matière fissile, soit le ralentisseur — et comme ces matières immobilisées constituent une cause permanente de dépenses, il est également important d'extraire autant d'énergie que possible d'une quantité donnée de combustible. L'énergie électrique extraite par unité de quantité de combustible ou de ralentisseur de prix élevé peut être appelée le « rendement-matière ». Dans une pile atomique, un « rendement-matière » élevé conduit, aussi bien qu'un haut rendement thermique, à réduire le prix de revient global de l'énergie.

A titre d'exemple, considérons une pile à uranium-233–thorium ralentie à l'eau, qui fonctionne avec un rendement thermique de 20 pour cent et un rendement en combustible de 10 000 kW par kilogramme d'uranium-233, et comparons-la à une pile à neutrons rapides refroidie par un métal liquide, qui opère avec un rendement thermique de 35 pour cent, mais seulement avec un rendement du combustible de 1 000 kW par kilogramme de plutonium-239. La production électrique est, dans un cas, de 2 000 kW par kilogramme d'uranium-233, dans l'autre cas, seulement de 350 kW par kilogramme. Il est tout à fait possible qu'une telle disparité dans les « rendements-matière » puisse jouer un rôle plus grand que l'avantage économique d'un grand gain par régénération et du rendement thermique élevé du type de pile à neutrons rapides.

L'utilisation économique de l'eau lourde, très coûteuse, dépend finalement des « rendements-matière » extraordinairement élevés qu'elle permet. Par exemple, la très faible absorption des neutrons par l'eau lourde rend possible une réaction en chaîne dans une solution diluée de l'ordre de un demi-gramme d'uranium-233 par litre d'eau lourde. En portant un soin particulier à l'élaboration de l'équipement externe, un rendement en énergie thermique de 20 kW par litre d'eau lourde ou 40 000 kW par kilogramme d'uranium-233 est possible dans un type de pile à eau lourde.

Le choix entre des réfrigérants gazeux ou liquides dépend en quelque mesure du rapport du « rende-

ment-matière » au rendement thermique. Par exemple, la pile de Brookhaven fonctionne à 30 000 kW environ avec une charge d'environ 100 tonnes d'uranium naturel, soit un « rendement-matière » de 300 kW par tonne d'uranium naturel. Avec le refroidissement par eau sous haute pression, cette valeur peut être multipliée par 10. Ainsi, bien que les types de piles à refroidissement par gaz puissent avoir en définitive un rendement thermique plus élevé, leur « rendement-matière » peut difficilement rivaliser avec celui des types refroidis par liquides. Ce fait suffit à expliquer l'absence de systèmes à refroidissement gazeux dans le programme de construction de piles aux États-Unis.

Systèmes homogènes et hétérogènes

Le système homogène à solution aqueuse représente une rationalisation finale des systèmes hétérogènes à eau sous pression : si les cartouches de combustible sont rendues de plus en plus petites, on aboutit finalement à une dispersion ou une solution, c'est-à-dire au type homogène.

Les avantages des types homogènes — traitements chimiques simples, bonne transmission de la chaleur, bon contrôle nucléaire — doivent être mis en balance avec le problème manifestement formidable visant à circonscrire la radioactivité et avec les problèmes de corrosion qui lui sont liés. Du point de vue de la régénération par les neutrons thermiques, les types de piles homogènes à uranium-233–thorium ont un avantage considérable sur les types hétérogènes. La perte de 6 pour cent due au xénon est certainement éliminée, il y a une forte probabilité pour que les autres poisons de fission puissent être extraits avant de devenir gênants. Le seul avantage nucléaire des systèmes hétérogènes est que l'effet des neutrons rapides est plus élevé. Pour en bénéficier, toutefois, il faut un réseau très compact et un rapport uranium-238 sur combustible, ou thorium sur combustible, élevé. Dans une génératrice nucléaire comme PWR (Pressurized Water Reactor — pile à eau sous pression), le réseau compact rendrait difficile toute tentative pour séparer le réfrigérant et le ralentisseur et conduirait, dans le type à plutonium, à la difficulté précédemment mentionnée d'un η (^{239}Pu) faible aux températures élevées.

L'avantage du type hétérogène — la radioactivité est circonscrite de façon présentant une relative sécurité — doit être mis en balance avec la possibilité de réaliser des taux de combustion élevés avant la remise en traitement chimique. Pour voir l'ampleur de ce problème, considérons une pile autorégénératrice du type MTR, fortement enrichie, dans laquelle on obtient 20 pour cent de consommation et 25 pour cent de rendement thermique. Cela signifie que, pour que le traitement chimique ajoute moins de 0,002 dollar par kilowattheure au coût de l'électricité, un prix de revient inférieur à 2,40 dollars par gramme doit pouvoir être assigné à chaque recyclage chimique ou métallurgique. Dans l'état actuel de nos connaissances sur le traitement des matériaux, il semble plus probable que c'est par les opérations chimiques que l'on atteindra cette faible valeur avant qu'on ne puisse le faire par des opérations métallurgiques. Fondamentalement, c'est l'opinion suivant laquelle les prix des opérations métallurgiques, sinon ceux des opérations chimiques, resteront élevés, qui a provoqué tout le développement des systèmes homogènes.

Piles à neutrons rapides ou piles à neutrons lents

Étant donné que les deux cycles uranium-233–thorium et plutonium-239–uranium peuvent être utilisés comme bases pour un cycle de régénération à neutrons rapides, la raison qui pousse à construire des piles autorégénératrices à neutrons thermiques et à uranium-233–thorium peut ne pas paraître évidente. Le motif essentiel est naturellement que les piles à neutrons thermiques sont spécifiquement moins concentrées en matière fissile que celles à neutrons rapides; par conséquent le « rendement-matière » d'une pile à neutrons thermiques sera certainement supérieur à celui d'une pile à neutrons rapides. L'exemple donné par la comparaison du MTR et d'une pile autorégénératrice à neutrons rapides en est une illustration. Il pourrait très bien se faire que l'uranium-233 soit en général brûlé dans des piles à neutrons thermiques bien qu'un gain de régénération plus élevé puisse être obtenu dans la pile à neutrons rapides.

Les problèmes techniques dans la construction des piles à neutrons rapides tournent surtout autour du fait que toute dilution de la matière fissile dans la pile tend à faire décroître l'énergie des neutrons tandis que le η (^{239}Pu) élevé ne se maintient que si l'énergie des neutrons est maintenue très élevée, de l'ordre de plusieurs centaines de kilovolts. La dilution de la matière fissile dans une pile autorégénératrice à neutrons rapides peut se faire de trois façons : par introduction de matériaux de construction, de réfrigérant et de matière fertile. Des trois, c'est la matière fertile, ayant la section efficace de collision inélastique la plus élevée, qui joue le rôle le plus important pour abaisser l'énergie du spectre des neutrons. Cependant, il y a un très fort motif pour avoir une forte proportion, par exemple, d'atomes d'uranium-238 par rapport à ceux du plutonium-239, car plus ce rapport est élevé et plus longtemps une telle pile peut fonctionner avant que de graves dégâts, provoqués par les rayonnements, n'obligent à un traitement chimique. Par exemple, dans quelques piles autorégénératrices à neutrons rapides, on envisage un rapport du nombre des atomes d'uranium-238 et de plutonium-239 de 10 à 1. Si l'alliage nécessite un traitement nouveau après destruction de 2 pour cent de tous ses atomes, 20 pour cent du plutonium-239 pourraient être brûlés avant chaque recyclage. Ainsi, cinq cycles chimiques et métallurgiques seraient néces-

saires pour brûler un atome de plutonium-239 et on se trouve placé devant le problème du coût élevé des traitements chimiques. Bien entendu, le gain élevé dû à la régénération dans les systèmes plutonium-239–uranium-238 tend à contrebalancer l'effet économique des recyclages répétés.

D'une façon toute semblable, il y a une limite à la quantité de matériaux de structure et de refroidissement que le type de pile à neutrons rapides peut tolérer. Dans tous les cas, le résultat est que les piles à neutrons rapides souffrent toujours d'un « rendement-matière » peu élevé. Il est sans doute encore trop tôt pour dire si ce défaut peut être compensé par le taux élevé de régénération.

Une ou deux piles s'imposent-elles comme seul choix possible?

Je pense que chacun de ceux qui travaillent à la construction des piles s'est demandé si, à la longue, une des piles ne va pas s'imposer, étant supérieure aux autres au point de les rendre surannées. L'histoire des installations de combustion des hydrocarbures fait penser que les techniciens vont réaliser une série de type « les plus souhaitables » : la machine à vapeur a été suivie par la turbine à vapeur, qui pourrait bien être remplacée, à la longue, par la turbine à gaz. Dans chaque classe — par exemple la turbine à vapeur — il y a eu un progrès considérable et en même temps un vieillissement correspondant. C'est ainsi que le rendement industriel des turbines modernes est double de celui des turbines vieilles seulement de vingt ans.

Mais la raison principale pour laquelle des installations classiques de production d'énergie deviennent surannées, leur faible rendement thermique, jouera à peine pour rendre désuète une installation d'énergie nucléaire. Les installations nucléaires devraient être beaucoup plus comparables aux usines hydro-électriques : si leur coût global de fonctionnement est suffisamment faible, et ce coût est une somme de dépenses déterminées par le rendement thermodynamique, le « rendement-matière », l'entretien, etc., alors on ne voit pas pourquoi elles deviendraient plus rapidement surannées que des barrages.

Ainsi, quelle que soit la tentative pour choisir les lignes de l'évolution la plus probable, le but sera toujours de réduire le coût du fonctionnement. C'est probablement pour cette raison que l'ingéniosité dans la méthode d'extraction de la chaleur comme c'est le cas, par exemple, dans le type à ébullution directe sera finalement moins importante que l'ingéniosité dans le maniement du combustible et que des types qui conduisent à des frais de fonctionnement peu élevés pourront être plus importants que des types qui visent à un faible investissement de capital.

Ce que j'ai dit se rapporte surtout aux aspects à long terme. Entre temps, tant que les matériaux hautement enrichis seront encore une rareté, il est inévitable que l'énergie soit extraite des types de piles à uranium naturel dans des piles plus ou moins classiques. Cependant, une fois qu'une pile aura été construite avec des barreaux de combustible en uranium naturel, il y aura de fortes raisons, basées sur les propriétés nucléaires, qui pousseront à passer au cycle uranium-233–thorium après les quelques premières charges à l'uranium naturel. La forte possibilité, même dans les systèmes hétérogènes, de rendre autorégénérateur le type à uranium-233–thorium présentera toujours de l'intérêt, aussi abondant que puisse être l'uranium naturel. Ainsi n'est-il peut-être pas utile de discuter si l'on doit monter des piles autorégénératrices aussitôt que possible. Il me semble tout à fait probable que la plupart des piles hétérogènes productrices d'énergie qui commencent leur vie comme piles convertisseuses à uranium naturel et à neutrons lents seront graduellement converties au cycle uranium-233–thorium du fait que le fonctionnement avec ce combustible est indépendant de la matière première.

En toute éventualité, il y a certainement deux types nucléaires, le type à neutrons lents utilisant le sytème uranium-233–thorium et le type à neutrons rapides utilisant le système plutonium-239–uranium qui deviendront des types courants. Mais quant à savoir si les piles seront homogènes ou hétérogènes, si le ralentisseur sera finalement D_2O, Be, C, etc., ce que sera le refrigérant, ce sont des problèmes difficiles, dont on ne peut prévoir l'issue. C'est pour notre technologie naissante un grand avantage qu'elle soit étudiée — avec si peu d'interdépendance — dans tant de pays différents, car c'est seulement grâce à la diversité dans l'effort que pourra venir la réponse à la question : « Quel est le meilleur type de pile? »

BIBLIOGRAPHIE

1. Faul H., *Nuclear Geology*, John Wiley and Sons, Inc., New-York, 1954.
2. Carter R. S., Harvey J. A., Hughes D. J. et Pilcher V. E., *Ratio of* $\overline{\Gamma}_n$ $O/\overline{D}$ *for Slow Neutron Resonances*, The Physical Review, 1954, 96 : 113-114.

Compte rendu de la séance 10 A.2

Vendredi 12 août 1955 (après-midi)

Président : M. M. Oliphant (Australie)
Vice-Président : M. L. Kowarski (UNESCO)
Secrétaires scientifiques : M. D. J. Littler et M. I. Ulehla

PROGRAMME

P/4 Étude économique des cycles des combustibles nucléaires W. B. Lewis
P/403 Cycles de combustion et types de piles . . . . . J. V. Dunworth
P/862 Analyse des cycles de combustion et des types de piles A. M. Weinberg
Discussion

M. Lewis (Canada) présente le mémoire P/4, et termine son exposé par les observations suivantes :

On ne peut trancher la question pratique de savoir si c'est la pile à eau ordinaire ou la pile à eau lourde qui se montrera la moins coûteuse. Cependant, pour les grosses génératrices nucléaires dont la construction est envisagée, le type à eau lourde où le combustible est réintroduit dans le cycle semble devoir donner une gamme de cycles de combustion d'un prix de revient très intéressant.

A mon avis, il est tout à fait acceptable, et justifié du point de vue économique, d'utiliser 3 pour cent de l'énergie contenue dans l'uranium et de se contenter d'un rendement de 25 pour cent dans la conversion de l'énergie thermique en énergie électrique.

Étant donné que l'on n'est pas habitué à envisager les choses de cette manière et que l'on s'arrête beaucoup plus facilement à l'idée d'une combustion idéale à 100 pour cent et d'un rendement de 100 pour cent, notre avidité naturelle nous empêche de prendre en considération un objectif si peu élevé en apparence. Je veux donc essayer, pour terminer, de présenter la question sous un jour différent.

Pour produire une énergie de 1 mégawatt-jour, la centrale que je propose en exemple consomme 4 g d'uranium et met au rebut 133 g d'uranium-238. Une centrale hydraulique fonctionnant avec une hauteur de chute de 40 mètres et produisant 1 mégawatt-jour déverse 240 000 tonnes d'eau. Si cette eau contenait une part d'uranium pour un milliard — et rares sont les eaux qui en contiennent moins — cette centrale rejetterait deux fois plus d'uranium que la centrale nucléaire. Je ne veux pas pousser ce raisonnement à la limite, mais je le présente à titre de suggestion.

De même, dans une centrale à charbon, il faut brûler environ 10 tonnes de charbon pour produire 1 mégawatt-jour; en comparaison, notre résidu de 133 g ne représente que 15 parts pour un million.

En outre, ces 133 g d'uranium-238 que rejette la centrale peuvent être stockés de façon appropriée pour que les générations à venir l'utilisent si besoin est.

M. Dunworth (Royaume-Uni) présente comme suit le mémoire P/403 : Les caractéristiques fondamentales de l'autorégénération au moyen du cycle de combustion uranium-238–plutonium dans une pile à neutrons rapides sont décrites dans d'autres mémoires présentés à la Conférence, où l'on trouvera également des données détaillées d'ordre nucléaire. Il semble assez évident que le cycle de combustion uranium-238–plutonium dans le domaine d'énergie intermédiaire, de même que le cycle de conversion uranium-235–uranium-238 dans le domaine d'énergie intermédiaire ne présentent pas un grand intérêt; quelques mesures détaillées seront présentées ultérieurement au cours de cette séance dans le mémoire de M. Weinberg.

Je passe donc au cycle de combustion uranium-238 –plutonium à énergie de fission thermique. Tout d'abord, ainsi qu'on le sait, ce cycle présentera

sans doute, dans toute réalisation pratique, un facteur de gain négatif. Toutefois, il est possible d'alimenter la pile en nouvelles matières fissiles sous forme d'uranium naturel, et il est possible d'éliminer l'uranium-238 en tant qu'uranium appauvri. Il en résulte un cycle de combustion pratique qui se distingue par certaines caractéristiques très curieuses. Nous ne possédons pas à l'heure actuelle toutes les données nucléaires qui seraient nécessaires pour déterminer la valeur de ce cycle. Nous ne faisons dans ce mémoire que souligner certaines caractéristiques fondamentales. Dans des mémoires qui seront présentés ultérieurement, M. Lewis, du Canada, s'est efforcé de présenter des renseignements très détaillés, tandis que M. Weinberg a essayé, en particulier, d'évaluer les effets de l'empoisonnement dû aux produits de fission.

La première question qui se pose concerne la façon de mettre en train le cycle de combustion. Or, une nation qui entreprend un programme d'énergie atomique sans l'aide d'aucune autre nation se voit dans l'obligation de construire soit une usine de diffusion, soit une pile pouvant fonctionner avec un chargement d'uranium naturel, soit les deux ensemble. Si elle construit une pile, cette dernière doit être ralentie soit au graphite, soit à l'eau lourde. Pour une grande production de chaleur, il faut de grandes quantités d'eau lourde, et c'est pourquoi l'on a tendance à construire des piles à graphite. Pour une pile expérimentale à flux élevé, il faut beaucoup moins d'uranium pour parvenir à l'état critique lorsque la pile est à eau lourde que lorsqu'elle est à graphite. Aussi, avec une pile à eau lourde, obtient-on un flux élevé pour une faible production globale d'énergie. Ces faits élémentaires ont conditionné jusqu'à présent la plupart des programmes nationaux d'énergie atomique.

Il y a longtemps que l'on s'est aperçu que, en partant de l'uranium naturel, on pourrait arriver à brûler une proportion appréciable de l'uranium-238 qu'il contient. Mais les neutrons rapides émis dans les piles ne provoquent la fission que d'une petite partie de ces noyaux d'uranium-238; c'est pourquoi on envisage d'abord la conversion en plutonium-239, dont les noyaux subissent ensuite la fission. La possibilité d'extraire du plutonium du premier chargement pour le réutiliser avec une partie de l'uranium appauvri dans le second chargement a été reconnue il y a longtemps; elle a pris de l'importance du point de vue économique lorsque le coût de l'extraction et de l'utilisation de ce plutonium est devenu intéressant par rapport au prix de l'uranium-235. A cet égard, le *British Report No. 7*, écrit en 1941 par M. Halban et le Vice-Président de la séance de cet après-midi, M. Kowarski, présente un intérêt historique.

Dans une pile bien conçue, ce processus peut conduire à un cycle de combustion où l'on fournit seulement de l'uranium naturel, l'uranium fortement appauvri étant éliminé comme déchet, et le plutonium réintroduit dans le circuit de la pile. Un tel cycle, qui comporte une alimentation en uranium naturel, est possible même si un certain taux d'enrichissement est nécessaire pour le chargement initial.

Il est intéressant de déterminer la quantité d'uranium-238 qui peut être consommée et de quelle façon elle dépend de l'enrichissement initial et des taux de conversion.

Le cliché 1 (fig. 1 de P/403) illustre le cycle de combustion.

Voici quelques-unes des réactions qui entrent en jeu :

$^{238}\mathrm{U} + n \longrightarrow {}^{239}\mathrm{U} \longrightarrow {}^{239}\mathrm{Np} \longrightarrow {}^{239}\mathrm{Pu}$

$^{239}\mathrm{Pu} + n \longrightarrow \eta_9$ neutrons $+ \alpha\ {}^{240}\mathrm{Pu} +$ produits de fission

$\alpha\ {}^{240}\mathrm{Pu} + \alpha n \longrightarrow \alpha\ {}^{241}\mathrm{Pu}$

$\alpha\ {}^{241}\mathrm{Pu} + \alpha n \longrightarrow \alpha\eta_1$ neutrons + un peu de $^{242}\mathrm{Pu}$ + produits de fission

où η_9 se rapporte au plutonium-239, η_1 au plutonium-241, et où α est défini par les équations.

L'uranium-238 capture un neutron et se transforme en plutonium-239. Lorsqu'un neutron pénètre dans un atome de plutonium-239, environ une fois sur trois cet atome capte le neutron pour donner du plutonium-240, tandis que les deux autres fois il subit la fission. Le plutonium-240, par capture d'un neutron, se transforme en plutonium-241; une proportion considérable de celui-ci est fissionnée, tandis qu'une petite partie se transforme en plutonium-242. Ce dernier peut alors être détruit et éliminé par capture d'un neutron, qui le transforme en plutonium-243, celui-ci se transformant à son tour en américium-243. Si l'on fait la somme des neutrons dans ce cycle, on constate qu'il en est produit presque autant qu'il en est consommé. Toutefois, il faut tenir compte, dans la pratique, des neutrons qui se perdent de façon parasite dans la pile ou qui s'échappent par la surface de la pile. On constate alors qu'en fait le cycle a un important facteur de gain négatif. En revanche, au centre de la pile, et si l'absorption parasite est très faible, le cycle de combustion peut être presque autoentretenu; mais il ne peut en être ainsi dans l'ensemble de la pile.

Les piles contenant de l'uranium naturel ou enrichi sont un point de départ. Cependant, on peut également évaluer de façon théorique, en connaissant les sections efficaces, les conditions obtenues lorsqu'on réintroduit du plutonium dans le cycle jusqu'à ce que l'équilibre soit atteint. Toute tentative faite actuellement pour procéder à une telle évaluation conduit à des calculs mathématiques extrêmement détaillés et complexes; aussi ai-je adopté dans ce mémoire une méthode simplifiée qui fasse ressortir les principes essentiels de physique.

Supposons que la pile ait un enrichissement initial E (égal, bien entendu, à l'unité si l'on utilise une pile comme celle de Calder Hall, qui n'exige pas d'enrichissement initial). Supposons également

que la teneur moyenne de la pile en uranium-235 soit égale à $\overline{E}$ lorsque le régime d'équilibre est atteint dans l'ensemble du système. J'admets que le taux de conversion, représenté par la lettre C, reste à peu près inchangé lorsque l'uranium-235 est remplacé par du plutonium. Négligeons, pour l'instant, l'existence du plutonium-240 après sa formation.

$$\overline{E}\,C + (E - \overline{E})\,C = E - \overline{E};\ \overline{E} = E\,(1 - C)$$

Si la quantité de plutonium-239 doit rester constante dans la pile, le plutonium formé à partir de l'uranium-235 (donné approximativement par la teneur moyenne en uranium-235 dans le cycle multipliée par le taux de conversion) plus le plutonium produit à partir du plutonium (qui est proportionnel à la différence entre l'enrichissement initial et l'enrichissement moyen, multipliée par le taux de conversion) sera égal au plutonium détruit (donné par l'enrichissement initial moins l'enrichissement moyen). On déduit de cette formule très simple la formule $\overline{E} = E\,(1 - C)$. Cependant, il n'a pas été tenu compte du plutonium-240 et de son descendant fissile, le plutonium-241. Nous supposerons que η a la même valeur pour le plutonium-241 que pour l'uranium-235. Dans ce cas, nous pouvons considérer que le plutonium-240 et le plutonium-241 remplaceront un nombre équivalent d'atomes d'uranium-238 et d'atomes fissiles.

S'il en est ainsi, un bref examen montrera que pour chaque neutron absorbé dans l'uranium-238, α neutrons sont absorbés dans le plutonium-240, α étant le quotient de la capture dans le plutonium-239 par la section efficace totale du plutonium-239.

Dans ce cas, nous arrivons à une seconde formule, dans laquelle, pour le cycle à l'équilibre, la teneur moyenne en uranium-235, représentée par le symbole $\overline{E}$, est égale à $E\,(1 - C)\,(1 + \alpha)$, où α est la section efficace de capture dans le plutonium-239 divisée par la section efficace totale. Et c'est là une formule très simple.

Une telle pile peut être alimentée en régime d'équilibre avec de l'uranium naturel si l'enrichissement moyen $\overline{E}$ en uranium-235 dans la pile est inférieur à l'unité. Nous arrivons donc à l'importante conclusion qu'une pile qui demande un enrichissement initial E peut fonctionner ultérieurement par alimentation en uranium naturel si $\overline{E}$ est inférieur à l'unité. Si $\overline{E}$ est sensiblement inférieur à l'unité, nous pourrions même faire fonctionner la pile avec une alimentation en uranium appauvri en dépit du fait que cette pile exige un enrichissement initial.

Cette simple démonstration ne tient aucun compte de l'empoisonnement par les produits de fission. Elle ne tient pas compte non plus des caractéristiques concernant le plutonium-242 ni de la désintégration radioactive du plutonium-241. De plus, si l'on veut procéder à une analyse détaillée, il faut étudier les nombreux problèmes posés par les niveaux de résonance du plutonium, la structure fine du réseau, la valeur exacte des constantes nucléaires, la réalisation matérielle de la pile, l'absorption parasite, la répartition du flux de neutrons dans la pile et aussi, dans la pratique, les pertes dans le traitement chimique. Tous ces facteurs viennent compliquer le cycle.

Je ne m'engagerai pas dans une démonstration, mais la teneur en uranium pour laquelle le combustible sera mis au rebut est donnée par la formule

$$E_r = e^{-\rho\,\upsilon\,\sigma_5\,T}$$

où $\rho\,\upsilon$ est le flux de neutrons dans la pile, σ_5 la section efficace d'absorption de l'uranium-235, et T le temps d'irradiation.

Pour chaque atome d'uranium-235 consommé, il est produit C (C étant le taux de conversion) atomes de plutonium-239. Si ceux-ci restent dans le système et y sont consommés, il sera produit C^2, C^3, etc., atomes. Par conséquent, de façon très approximative, on peut dire que $\dfrac{C}{(1 - C)}$ atomes d'uranium-238 sont consommés pour chaque atome d'uranium-235 consommé dans la pile.

Le cliché 2 (fig. 3 de P/403) a été préparé par M. Fenning et montre, sous forme de diagramme, quelques résultats obtenus avec ces formules pour une pile fonctionnant sur un cycle en équilibre alimenté en uranium naturel.

A gauche est indiqué le pourcentage total d'uranium consommé, qui va de zéro (en bas) à 10 pour cent environ (en haut). En abscisse figure le taux de conversion, qui va de zéro (à gauche) à l'unité (à droite). La ligne verticale à droite indique la production de chaleur en mégawatts-jour par tonne d'uranium naturel introduit dans la pile. La seconde ligne verticale à droite indique l'approvisionnement annuel total en uranium qui serait nécessaire si toute l'électricité du Royaume-Uni était fournie par des piles fonctionnant avec un tel cycle de combustion. Les chiffres donnés ici varient de 250 tonnes, au sommet, à 2 000 tonnes environ, en bas du diagramme, et les quatre courbes correspondent à des piles qui seraient construites avec un enrichissement initial égal, respectivement, à l'unité, à 1,5, à 2,0 et à 3,0.

Le cliché 3 (fig. 2 de P/403) représente graphiquement la relation entre le niveau d'équilibre de l'uranium-235 dans le cycle de combustion — qui varie de zéro à l'unité, en abscisse — et la teneur en uranium du combustible lorsqu'il est définitivement éliminé de la pile — qui varie de l'unité à zéro de haut en bas d'une échelle linéaire.

Je crois avoir montré que la nécessité d'enrichir le combustible d'une pile n'est pas nécessairement un inconvénient. Par exemple, on peut comparer une pile qui exige un chargement initial en uranium naturel pour donner un taux de conversion de 0,8, avec d'autres types conçus pour utiliser un enrichissement double et un taux de conversion de 0,9. Le taux de combustion total de l'uranium nature

serait le même, à condition que les hypothèses faites précédemment pour simplifier les calculs ne s'écartent pas trop de la vérité.

Il est intéressant de constater qu'une pile demandant un enrichissement initial, puis amenée, par alimentation en uranium naturel, à un cycle de combustion en équilibre, peut néanmoins avoir une notable production nette de plutonium sans que la quantité totale des atomes d'uranium-238 consommés se trouve réduite dans une trop grande proportion. On peut facilement calculer l'effet de ce processus sur le taux de combustion en réduisant le taux effectif de conversion de la pile proportionnellement à la quantité du plutonium produit qui est ainsi prélevé.

On peut prélever du plutonium pour diverses raisons : on peut l'utiliser avec de l'uranium natutel, au lieu d'uranium naturel légèrement enrichi provenant d'une usine de diffusion, pour charger une nouvelle pile exigeant un enrichissement initial. On peut l'employer dans de petites centrales mobiles, à la place d'uranium fortement enrichi provenant d'une installation de diffusion. On peut le convertir en uranium-233 dans une génératrice nucléaire pour fournir un appoint dans le cas où l'on utilise comme combustible du thorium, donnant de l'uranium-233, dans une pile hétérogène où le taux de conversion total est inférieur à l'unité. Le plutonium peut aussi être employé directement ou après conversion en uranium-233 dans une génératrice nucléaire de façon à amorcer un cycle de combustion au thorium. On peut encore l'utiliser au chargement d'une pile à neutrons rapides.

Il peut être souhaitable de souligner quelques-unes des difficultés que soulève la réintroduction du plutonium dans le cycle. En premier lieu, il est difficile de réintroduire du plutonium mélangé à de l'uranium naturel, car, dans ce cas, la fabrication des cartouches actives doit se faire en présence d'une radioactivité alpha; il est toutefois possible qu'à la longue les méthodes de fabrication des cartouches actives avec commande à distance se révèlent les plus économiques.

Si le plutonium est utilisé séparément de l'uranium, il doit être dilué; de plus, la production de chaleur dans la cartouche de combustible en plutonium diminuera rapidement pendant son existence dans la pile; il faut en tenir compte en faisant le plan de la pile.

Il faut remarquer que dans le cycle de combustion mentionné, il n'est pas indispensable, théoriquement, de traiter l'uranium naturel qui alimente une pile avant le moment où l'uranium est finalement mis au rebut, sauf si des considérations d'ordre métallurgique rendent ce traitement indispensable. Je laisserai à d'autres le soin d'examiner si, du point de vue économique, un tel traitement serait nécessaire en raison de l'empoisonnement dû aux produits de fission.

Je dois également relever que la section efficace d'absorption du plutonium augmente de façon défavorable à mesure que s'accroît l'énergie des neutrons. Il peut arriver que la valeur de η pour le plutonium diminue assez brusquement au moment où l'on commence à sortir du domaine thermique, par exemple si l'on augmente la température du ralentisseur. Il faut tenir compte de ce fait lorsque l'on évalue le taux d'utilisation de l'uranium.

D'autre part, la variation de la section efficace totale d'absorption du plutonium peut conduire à des coefficients de température positifs de réactivité, en ce qui concerne la température du ralentisseur, en supposant qu'il n'y ait pas de variations compensatrices de densité.

Une autre méthode pour faire fonctionner la pile avec un « cycle de combustion à équilibre de plutonium » est d'éliminer le plutonium qui reste dans les cartouches d'uranium lorsque celles-ci sont extraites de la pile. En ce cas, pour assurer une longue combustion, il faudra certainement utiliser à l'origine un combustible enrichi, qui sera de l'uranium enrichi provenant d'une installation de diffusion. La quantité d'uranium-235 enrichi à fournir sera équivalente à la quantité de plutonium éliminée. Puisque les usines de diffusion n'ont pas l'emploi de l'uranium-238 et n'extraient qu'une partie de l'uranium-235 présent dans l'uranium naturel, la quantité globale d'uranium utilisée par la pile et l'usine de diffusion sera bien moindre dans ce cas que si le plutonium est réintroduit dans le cycle. C'est là cependant un cycle de combustion qui est souvent décrit dans la documentation scientifique.

Pour terminer, j'aimerais dire quelques mots des types de piles déjà envisagés au Royaume-Uni.

Tout d'abord, nous nous sommes intéressés dès 1947 aux piles du type Calder Hall. Cependant, on ne pouvait envisager alors, pour un grand nombre de raisons, l'utilisation d'une pile de ce type et l'on entreprit un programme limité, mais à long terme, concernant plus particulièrement les systèmes qui permettent un usage plus économique du combustible nucléaire. On envisagea un cycle de combustion fondé sur l'emploi de l'uranium-238. Vers 1950, lorsque ces efforts eurent porté leurs fruits et que l'approvisionnement en uranium ne parut plus poser un problème aussi sérieux qu'on l'avait cru à l'origine, on s'intéressa beaucoup aux piles à uranium naturel ou légèrement enrichi.

D'après ce que l'on savait, quatre corps seulement pouvaient être utilisés comme ralentisseurs. Ceux-ci, bien connus, sont l'hydrogène léger, l'hydrogène lourd, le béryllium et le carbone.

Comme réfrigérant, on envisageait les plus évidents, à savoir des gaz, des liquides contenant de l'hydrogène, et le sodium. D'autres métaux fondus n'étaient considérés que comme des possibilités lointaines, et il en était de même de l'application des techniques de fluidisation et des piles homogènes.

On a dressé un tableau (voir P/403) pour indiquer

les possibilités à court terme. Au sommet figurent les éléments ralentisseurs et dans la colonne latérale les quatre réfrigérants. Nous avons rejeté le béryllium et la glucine en faveur du graphite, compte tenu du coût de ces matières et des possibilités d'approvisionnement à l'époque. Nous avons aussi rejeté le refroidissement au sodium pour les piles à eau et le refroidissement à l'eau pour les piles ralenties au graphite. Il restait donc la formule mise au point pour les piles de Calder Hall avec la possibilité très intéressante de passer au refroidissement au sodium. Il restait en outre les deux types de pile à eau, c'est-à-dire la pile refroidie à l'eau lourde et ralentie à l'eau lourde, et la pile refroidie et ralentie à l'eau ordinaire. En plus, nous avons envisagé, avec l'eau ordinaire, la possibilité d'utiliser des liquides organiques et de la soude caustique fondue.

Il n'y avait pas, au Royaume-Uni, de programme pour la production industrielle de l'eau lourde. De plus, il ne semblait pas indiqué d'entreprendre un tel programme tant que l'on ne disposerait pas d'un procédé de fabrication moins onéreux. N'oublions pas, en effet, qu'il faut presque une tonne d'eau lourde dans une pile hétérogène à eau lourde sous pression pour chaque mégawatt de puissance électrique installée. C'est pourquoi nous nous sommes arrêtés, pour commencer, à la pile de Calder Hall qui avait le grand avantage, pour les premières étapes de notre programme de production d'énergie, de pouvoir être conçue pour fonctionner sans aucun enrichissement initial. Le refroidissement au sodium pouvait, par la suite, constituer une amélioration importante.

En second lieu, il paraissait clair qu'on devait mettre au point une pile ralentie et refroidie à l'eau ordinaire, si toutefois les études entreprises à cette époque sur la physique des piles confirmaient les prévisions théoriques selon lesquelles une telle pile devrait présenter un bilan de neutrons assez satisfaisant. Nous avons éliminé la soude caustique, mais nous avons maintenu l'emploi d'un liquide organique.

Pour ce qui est de l'enrichissement initial, étant donné qu'un hasard de la nature permet de faire fonctionner une pile avec de l'uranium naturel et que la fabrication de matières fissiles est très coûteuse, on a eu tendance à considérer qu'il est avantageux du point de vue économique de réaliser des piles destinées à brûler de l'uranium naturel. Il peut en résulter une inutile perte de neutrons soit dans le ralentisseur, soit par fuite à travers les surfaces extérieures de la pile. Or, les neutrons ont une valeur économique puisqu'ils peuvent être absorbés dans le thorium ou l'uranium-238 pour donner des combustibles nucléaires. Pour cette raison, il peut être rentable, par exemple, de diminuer les pertes de neutrons en resserrant le réseau d'une pile. Dans ce cas, les neutrons qui, autrement, seraient perdus dans le ralentisseur sont absorbés par l'uranium-238. Cependant, en raison de l'accroissement du nombre des neutrons capturés par absorption de résonance, le taux de conversion d'une pile peut augmenter au point que la pile ne peut devenir critique que si l'on diminue la proportion entre l'uranium-238 et l'uranium-235.

D'autre part, cette fission de l'uranium-238 par les neutrons rapides peut facilement conduire, dans une pile à eau ordinaire, à un gain intéressant de neutrons à condition que l'on ait un réseau à faible pas, mais cet effet est malheureusement beaucoup moins marqué avec le thorium. De même, il peut se produire une détérioration de l'économie du plutonium, pour les raisons que j'ai indiquées. Il nous faut donc, du point de vue économique, réaliser un assez difficile compromis entre les dimensions de la pile, son enrichissement initial, son schéma nucléaire et la proportion d'uranium qu'elle consommera.

J'ai formulé l'autre jour certaines remarques dans mon exposé sur le thorium. J'aimerais aujourd'hui ajouter une seule observation : dans une pile hétérogène, le critère d'un emploi économique du thorium ne correspond pas nécessairement au point où un tel cycle devient auto-entretenu. Lorsque le plutonium deviendra aussi abondant et peu coûteux que l'uranium-235 dans l'uranium naturel, il sera vraisemblablement plus avantageux d'utiliser du plutonium pour brûler du thorium que de consommer de l'uranium-238. A mon avis, le moment exact où cela arrivera dépendra beaucoup de considérations d'ordre métallurgique ainsi que du coût du traitement chimique, plutôt que de considérations liées à la physique nucléaire ou à la construction des piles.

Je suis presque certain que dans l'avenir, avec les piles thermiques, nous nous tournerons à la longue vers le cycle de combustion thorium–uranium-233; mais, ainsi que je l'ai indiqué dans mon précédent exposé, nous aurons besoin d'uranium pour fournir au cycle les matières fissiles nécessaires à son démarrage. L'autre solution d'avenir est constituée par la pile à neutrons rapides qui permettra de consommer de l'uranium-238 avec le cycle de combustion plutonium–uranium-238. Je crois que l'on a dit plusieurs fois que dans ce cycle de combustion la quantité de plutonium double chaque fois que cet élément est brûlé dans la pile. Cela est à peu près exact dans le cas de notre petite pile d'énergie zéro, mais j'aimerais souligner à cet égard qu'en sacrifiant une partie de ce gain, on pourrait presque certainement diminuer le coût de construction de la pile et aussi les frais de traitement chimique du combustible. Il faudra donc réaliser ici un compromis sur le plan économique en se contentant d'un facteur de gain inférieur à celui que j'ai mentionné précédemment.

M. WEINBERG (États-Unis d'Amérique) présente le mémoire P/862.

DISCUSSION DES MÉMOIRES P/4, P/403, P/862

M. DAVIS (États-Unis d'Amérique) : M. Dunworth a exposé assez longuement les possibilités d'utilisation du thorium. Comme l'uranium naturel, qui contient 0,72 pour cent d'uranium-235, vaut environ 40 dollars le kilogramme, je me demande si M. Dunworth pourrait nous donner des indications sur la valeur comparée du thorium, étant donné que celui-ci ne contient pas de matière fissile. En d'autres termes, combien l'uranium-238 et le thorium-232 valent-ils par eux-mêmes en tant que matières fertiles, abstraction faite de leur teneur en matières fissiles?

M. DUNWORTH (Royaume-Uni) : J'estime qu'il m'est tout à fait impossible de répondre à cette question. Je suis certain que nos producteurs de matières premières m'en voudraient beaucoup si j'y répondais.

M. GAST (États-Unis d'Amérique) : La délégation des États-Unis n'ayant pas eu auparavant connaissance du mémoire de M. Lewis, j'aimerais demander à celui-ci de bien vouloir exposer dans ses grandes lignes la méthode qui permet d'entretenir la réactivité lors de l'emploi de combustible que l'on réintroduit dans le circuit.

M. LEWIS (Canada) : Voici ce que je puis répondre : premièrement, on utilise l'eau lourde comme ralentisseur, de façon à réduire les pertes de neutrons; deuxièmement, il faut que la pile ne soit pas trop petite, afin que les pertes par fuites ne soient pas excessives; et, troisièmement, il faut déplacer le combustible à l'intérieur de la pile — cela se rapporte à une question que je n'ai fait qu'évoquer — mais cette mesure ne doit être appliquée qu'après une irradiation assez longue. Je ne déplace aucun combustible si l'irradiation est inférieure à 1,1 neutron par kilobarn. Le déplacement du combustible a essentiellement pour objet de retarder le moment où il devient nécessaire de le traiter à nouveau, cela afin de réduire les dépenses de traitement chimique. Nous estimons qu'en construisant une pile à eau lourde de dimensions suffisantes, on pourra atteindre un taux de régénération du combustible allant jusqu'à 0,9, chiffre qui semble amplement satisfaisant; il est vrai, toutefois, que nous n'avons pas encore de renseignements suffisamment précis sur le plutonium-241, ni peut-être sur le plutonium-239.

M. WIGNER (États-Unis d'Amérique) : M. Weinberg a déclaré qu'il était important d'avoir pour η une valeur élevée. Il a également souligné que la valeur de η, c'est-à-dire le nombre de neutrons produits par atome fissile désintégré, est particulièrement faible dans la région de résonance, soit le domaine des énergies comprises entre 1 et 1 000 eV environ. Je me demande donc s'il existe un moyen de réduire le nombre des neutrons absorbés dans ce domaine d'énergies, par exemple en concentrant la matière fissile, ou par quelque autre moyen.

M. WEINBERG (États-Unis d'Amérique) : J'aurais dû préciser que les chiffres que j'ai indiqués représentaient des valeurs effectives de η pour une plaque très mince. Comme vient de le dire M. Wigner, si le combustible est sous forme de plaques plus épaisses, la valeur effective de η augmentera quelque peu. Je crois d'ailleurs que cette question sera examinée dans le mémoire que M. Kanne présentera ultérieurement *.

M. BROOKS (États-Unis d'Amérique) : Je crois que le point que je voulais soulever a déjà été traité lors de la discussion de la question de M. Wigner. J'allais simplement faire remarquer que l'autoabsorption préférentielle dans le domaine des résonances de capture conduit, dans une pile à résonance, à une valeur effective de η légèrement plus élevée que les valeurs de η qui apparaissent dans le tableau de M. Weinberg et correspondent au rapport « capture sur fission ».

M. TARANGER (France) : Par discipline j'ai rédigé ma question avant d'entendre l'exposé oral de M. Weinberg. La modification qu'il a apportée dans son exposé oral par rapport au mémoire imprimé répond partiellement à ma question. Je la pose tout de même.

M. Weinberg condamne les piles refroidies par un gaz en raison du mauvais rendement des matériaux. Il étaye cette constatation sur la comparaison entre une pile refroidie par un mauvais gaz à basse pression et une pile refroidie par un bon liquide à haute pression. A-t-il considéré le cas d'une pile refroidie par un bon gaz et une haute pression?

M. WEINBERG (États-Unis d'Amérique) : Les chiffres indiqués dans mon mémoire sont bien entendu choisis de façon à rendre mon argumentation aussi convaincante que possible. C'est ce que fait, on le sait, quiconque a établi un projet de pile. Cependant, M. Dunworth a bien voulu me faire remarquer que l'on espère, au Royaume-Uni, produire 4 000 kW par tonne d'uranium dans les nouvelles piles de Calder Hall. Ce chiffre se rapproche de ceux que l'on peut obtenir avec les piles refroidies par un liquide. Néanmoins, je suis porté à croire que les chiffres cités par M. Dunworth, bien qu'assez impressionnants, sont encore inférieurs à ceux que l'on peut atteindre dans les conditions les plus favorables avec un excellent liquide. Aussi, si l'on compare — et je crois que c'est la seule façon logique de procéder — un gaz satisfaisant utilisé dans les conditions les plus favorables, et un liquide convenable utilisé également dans les conditions les plus favorables, même les plus ardents défenseurs du refroidissement par un gaz devront admettre, je pense, qu'entre les rendements définitifs que l'on obtient des matières

* Voir mémoire P/595, Actes de la présente Conférence, vol. IV, séance 18 A.

dans ces deux cas, le rapport est probablement de 5 à 1, sinon plus.

M. LEWIS (Canada) : J'aimerais faire une observation puisque, dans mon exposé, je n'ai guère parlé du thorium.

Il s'agit du fait que la vitesse de régénération obtenue à partir du thorium est assez lente et que, si le monde doit se mettre à exploiter l'énergie nucléaire au rythme et à l'échelle que j'ai envisagés, il faudra un approvisionnement considérable en uranium.

M. DUNWORTH (Royaume-Uni) : Je tiens à déclarer que mon intention n'était nullement de minimiser le travail fait par M. Lewis au sujet des cycles de combustion. De fait, j'envie réellement un pays qui peut mettre d'aussi vastes réserves d'uranium à la disposition des personnalités responsables du programme d'énergie atomique.

Au Royaume-Uni, cependant, si la totalité de l'électricité que nous consommons actuellement devait être fournie par l'énergie nucléaire et si nous n'utilisions qu'un pour cent de l'uranium, il nous en faudrait 1 500 tonnes par an. Or, il faut bien envisager ce qui se passera dans vingt ou trente ans, et penser qu'alors nous devrons produire peut-être quatre à cinq fois plus d'énergie électrique; on imagine facilement que les importations d'uranium grèveraient passablement notre budget. Aussi vaut-il la peine d'essayer de réaliser des économies en améliorant le taux d'utilisation du combustible. Néanmoins, j'admets pleinement avec M. Lewis qu'il ne serait guère avantageux, pour les dix années à venir, de vouloir obtenir un taux d'utilisation de l'ordre de 100 pour cent.

M. WEINBERG (États-Unis d'Amérique) : Je voudrais préciser à M. Lewis que je n'ai rien dit qui implique autre chose que la très grande admiration que m'inspirent les recherches qu'il effectue sur son cycle de combustion. Bien entendu, si nous ne pouvons obtenir par régénération le thorium ou l'uranium-233 dont nous avons besoin, l'énergie nucléaire ne sera pas abandonnée pour autant. En fait, j'ai surtout voulu prévoir la situation dans laquelle M. Lewis se trouverait d'ici trente ou quarante ans, quels que puissent être par ailleurs les réels mérites du système à uranium-238–plutonium.

M. LEWIS (Canada) : Je vous remercie. J'ai eu l'idée, assez fantasque je le reconnais, de me livrer à une sorte de prévision pour les cinquante années à venir, que je n'ai pas publiée, et qui ne tient pas compte du thorium.

LE PRÉSIDENT : Y a-t-il d'autres observations?

M. GEOGHEGAN (Royaume-Uni) : Je voudrais demander à M. Dunworth s'il est d'accord sur le point suivant : étant donné que le taux global probable de régénération de l'uranium-233 dans un cycle de combustion thorium-uranium ne peut qu'être inférieur à 5 pour cent par an, un tel cycle ne pourra jamais jouer un grand rôle pour la fourniture d'énergie si la demande globale d'énergie augmente de plus de 5 pour cent par an.

M. DUNWORTH (Royaume-Uni) : Je conviens que des approvisionnements complémentaires seront nécessaires, et cela nous amènera malheureusement à consommer de grandes quantités d'uranium pour préparer les matières fissiles, à moins que l'on ne découvre quelque autre moyen de produire des neutrons. Cependant il se peut, comme l'a dit M. Weinberg, que nous arrivions à un taux de 10 pour cent, auquel cas nous pourrions maintenir l'équilibre une fois les approvisionnements obtenus. Il existe une autre possibilité, sur le plan théorique, c'est que nous puissions passer à la pile à neutrons rapides, qui permettrait une régénération beaucoup plus rapide. Quant au thorium, d'autre part, si l'on peut réaliser une pile qui soit à peu près autoentretenue, et si l'on peut obtenir que les cartouches de combustible durent vraiment longtemps et que l'empoisonnement par les produits de fission ne soit pas trop gênant, il serait possible d'avoir des irradiations très longues, du moins beaucoup plus longues que dans une pile hétérogène à uranium.

M. GEOGHEGAN (Royaume-Uni) : J'ai cité le chiffre de 5 pour cent par an, supposant qu'avec 10 pour cent on ne réalise qu'un seul cycle tous les deux ans. Il est néanmoins certain qu'étant donné la rapidité avec laquelle augmente la consommation globale annuelle d'énergie, il faudra continuer à construire un nombre toujours croissant de piles auto-entretenues; pour cela, une grande partie des autres centrales devront être des piles convertisseuses à uranium-233.

M. DUNWORTH (Royaume-Uni) : Cette question a été traitée dans le mémoire de Sir John Cockroft : toute pile exige un stock de combustible considérable et je suis loin de vouloir dire que nous pourrons toujours nous contenter d'importer quinze tonnes de combustible par an. Je crois du reste avoir bien précisé ce point dans mon mémoire sur le thorium, et la même chose a été faite par Sir John Cockroft dans le mémoire qu'il a consacré au programme d'énergie nucléaire du Royaume-Uni, mémoire qui a été présenté il y a un jour ou deux.

M. DAVIS (États-Unis d'Amérique) : A mon avis, ce n'est pas seulement ce qu'on gagne par régénération qui importe ici. Étant donné qu'il est difficile d'obtenir une puissance spécifique élevée avec une pile autorégénératrice à neutrons rapides, encore que son pouvoir de régénération puisse être élevé, la pile autorégénératrice à neutrons thermiques peut servir aussi bien à augmenter l'approvisionnement en combustible, même si son pouvoir de régénération est faible pour une puissance spécifique élevée.

Séance 3.1

CENTRALES ÉLECTRONUCLÉAIRES : RÉSULTATS ACQUIS

LISTE DES MÉMOIRES

			Pages
P/615	Première centrale atomique de l'U.R.S.S. et perspectives de développement de l'énergie nucléaire	D. I. Blokhintsev et N. A. Nikolaev	41
P/851	Construction et fonctionnement d'un prototype de génératrice nucléaire à eau bouillante	J. R. Dietrich *et al.*	65

Première centrale atomique de l'U.R.S.S. et perspectives de développement de l'énergie nucléaire

par D. I. Blokhintsev et N. A. Nikolaev

INTRODUCTION

La construction de la première centrale atomique industrielle de l'U.R.S.S., d'une puissance de 5 000 kW, a été terminée en 1954, et dès le 27 juin 1954 la centrale produisait de l'énergie électrique à partir de l'énergie de fission des noyaux d'uranium.

Cette première centrale atomique est l'œuvre collective d'un groupe important de physiciens, de constructeurs, de thermiciens, de métallurgistes et de nombreux autres spécialistes. Sa création est due à une large coopération de divers instituts scientifiques et d'entreprises industrielles.

Pour mener à bien cette construction, il a fallu résoudre de nombreuses difficultés dont la plupart ne sont apparues qu'en cours de travaux. Cette œuvre n'aurait pu être réalisée sans les importants travaux préliminaires effectués par nos savants, nos constructeurs et nos techniciens. Au moment de l'élaboration du projet de la centrale, on avait déjà acquis une expérience considérable en ce qui concerne les plans et le calcul des piles atomiques.

Une série de travaux, de la plus grande importance pour la réalisation de la centrale atomique, ont été présentés à la session de juillet de l'Académie des sciences de l'U.R.S.S. [1] *; d'autres travaux sont présentés à la Conférence internationale sur l'utilisation de l'énergie atomique à des fins pacifiques [2].

Parmi ces travaux très variés, les plus importants sont ceux qui ont été effectués sur la pile expérimentale RFT de l'Académie des sciences de l'U.R.S.S. [3]. Cette pile a été conçue spécialement pour les recherches de physique et de thermodynamique appliquée à l'étude des piles productrices d'énergie.

La tâche principale dans l'établissement du projet de la première centrale atomique dans notre pays, a consisté à résoudre les problèmes scientifiques et techniques soulevés par la nécessité d'assurer un fonctionnement sans aléas d'une centrale atomique industrielle.

Si l'on n'a pas acquis une expérience réelle de la construction des centrales atomiques et si l'on s'appuie uniquement sur les estimations théoriques du coût de l'énergie atomique, il est facile de commettre de lourdes erreurs. En effet, chaque type de centrale électronucléaire exige l'engagement de frais considérables pour les recherches expérimentales et pour la mise au point de diverses fabrications nouvelles. Il est évident que de telles dépenses ne joueront plus un rôle déterminant lorsque l'énergie atomique aura atteint un grand développement; par contre, dans les premiers stades du développement, elles peuvent avoir une importance considérable.

La construction d'une première centrale atomique dans notre pays doit nous aider à acquérir une expérience technique et économique dans le domaine de la construction des centrales atomiques; elle doit nous permettre de former les cadres et le personnel technique indispensable.

Actuellement, cette centrale est à la base du développement industriel de l'énergie atomique dans notre pays et l'expérience acquise avec son fonctionnement pourra également profiter à d'autres pays déterminés à s'engager dans la voie d'une large utilisation de l'énergie atomique à des fins pacifiques.

La figure 1 représente une vue générale du bâtiment qui abrite la pile de la centrale atomique.

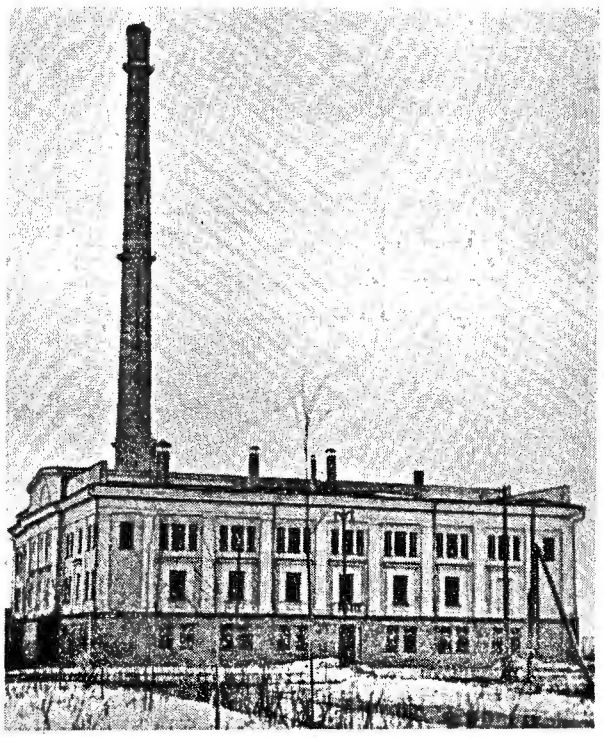


Figure 1. — Vue générale du bâtiment de la centrale atomique.

Original : russe.

* Les numéros entre crochets renvoient à la bibliographie qui figure à la fin du mémoire.

SCHÉMA DE PRINCIPE DE LA CENTRALE ATOMIQUE

La partie essentielle de la centrale atomique en fonctionnement est une pile à neutrons thermiques ralentie au graphite et refroidie par de l'eau sous une forte pression; la puissance calorifique nominale de la pile est de 30 000 kW. Le flux moyen de neutrons atteint 5×10^{13} neutrons/cm^2/s.

Le combustible nucléaire utilisé est l'uranium enrichi contenant 5 pour cent d'isotope 235. La charge totale en uranium est voisine de 550 kg. Le système d'extraction de chaleur comprend deux circuits : l'eau du circuit primaire circule à travers la pile sous une pression de 100 atmosphères et transmet sa chaleur au moyen d'un système d'échangeurs thermiques à l'eau d'un circuit secondaire; celle-ci, se transformant en vapeur, actionne un turbo-alternateur d'une puissance électrique de 5 000 kW (voir fig. 2).

L'utilisation d'un système d'extraction de chaleur à double circuit élimine les possibilités de contamination radioactive de l'eau du circuit de la turbine. L'entretien de la turbine et de ses dispositifs auxiliaires ne se distingue donc en rien de celui des centrales thermiques classiques, puisque cet équipement n'exige pas de protection biologique (contre le rayonnement radioactif).

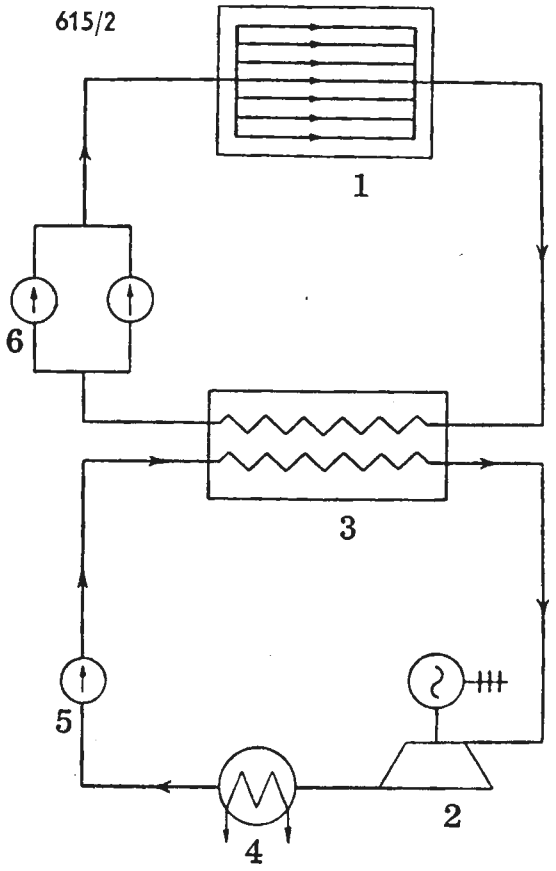


Figure 2. — Plan schématique de la centrale atomique.
1. Pile; 2. Turbo-alternateur; 3. Échangeur de chaleur (générateur de vapeur); 4. Condenseur; 5. Pompe d'appoint; 6. Pompes de circulation.

CARACTÉRISTIQUES PHYSIQUES DE LA PILE ET DE LA CENTRALE ATOMIQUE

L'eau est un des meilleurs fluides de refroidissement et, de plus, un des mieux connus. Le choix de l'eau comme agent de transfert de chaleur pour la pile de la centrale atomique a simplifié un grand nombre de problèmes techniques. Toutefois, la présence de cette eau dans la pile exige que l'on prête une attention particulière aux problèmes de la régulation de la réaction en chaîne.

En effet, l'eau ordinaire est le meilleur ralentisseur de neutrons et un absorbeur assez puissant. La longueur de ralentissement dans l'eau est de 5,7 cm, la longueur de diffusion de 2,8 cm; dans le graphite, ces grandeurs sont respectivement de 19 et de 50 cm. Pour cette raison, la chaîne des réactions de fission de l'uranium contenu dans la pile est très sensible à la quantité d'eau présente. Or, cette quantité d'eau sera inévitablement influencée par la variation de la densité de l'eau en fonction de la température, variation d'autant plus accentuée que la température est plus élevée (voir fig. 3).

La variation de la quantité d'eau peut être due également à une fuite accidentelle dans les canaux actifs. Dans ces conditions, l'eau peut pénétrer dans l'empilement de graphite de l'appareil. L'effet dû à la variation de la quantité d'eau contenue dans la pile dépendra essentiellement du rapport des quantités d'uranium, de graphite et de la quantité normale d'eau. Si la quantité de graphite est assez grande pour assurer un ralentissement suffisant

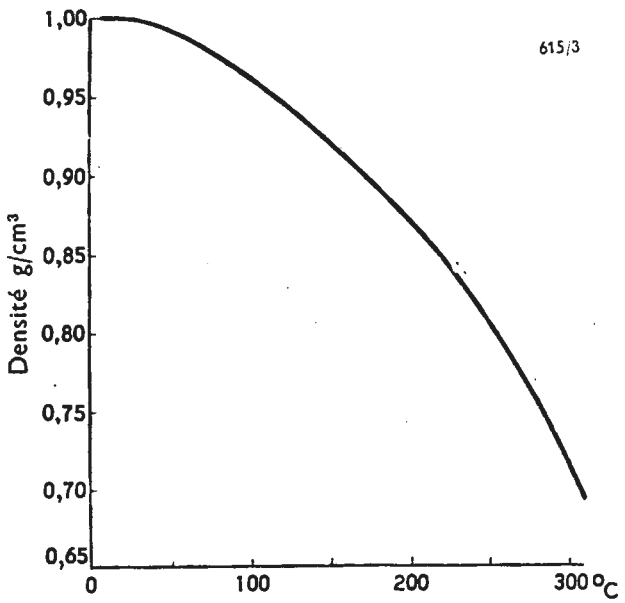


Figure 3. — Variation de la densité de l'eau en fonction de la température à une pression de 100 atmosphères.

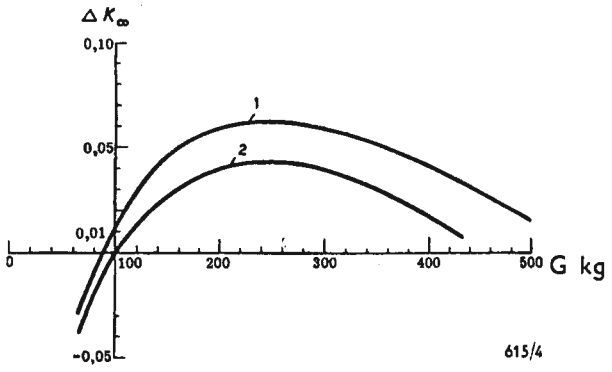


Figure 4. — Variation de la réactivité de la pile en fonction de la quantité d'eau contenue dans le cœur.

En abscisse : quantité d'eau (G) contenue dans le cœur de la pile. En ordonnée : accroissement du facteur de multiplication des neutrons (ΔK_∞). La courbe 1 correspond à une température de 20 °C. La courbe 2 correspond à la température de fonctionnement; $\Delta K_\infty = 0$ correspond à une pile froide contenant une quantité normale d'eau (G + 100 kg).

des neutrons, l'eau supplémentaire agira comme absorbeur de neutrons et, par conséquent, abaissera la réactivité de la pile.

Pour un rapport graphite/uranium plus faible, l'eau supplémentaire améliorera le pouvoir de ralentissement de la pile et, par suite, augmentera sa réactivité.

Il existe un certain rapport des quantités d'uranium, de graphite et d'eau pour lequel la pile est le moins sensible aux variations de la quantité d'eau. Toutefois, le choix d'un tel rapport entraînerait un accroissement sensible de la quantité d'acier à l'intérieur de la pile. Pour cette raison, la quantité d'eau utilisée dans la pile de la centrale atomique est inférieure à celle qui correspondrait à la sensibilité la plus faible.

Les courbes de la figure 4 montrent la variation de la réactivité de cette pile en fonction de la quantité d'eau dans les cas d'une pile froide et d'une pile chaude. L'origine des coordonnées est placée au point qui correspond au fonctionnement avec une quantité normale d'eau dans une pile froide.

Ces courbes montrent que, dans le cas choisi pour notre projet, la stabilité de la pile est plus grande au cours de l'échauffement qu'au sommet de la courbe. Comme il en est ainsi lorsque la pile s'emballe, un grand coefficient de température négatif aura un effet bénéfique sur la stabilisation de la réaction en chaîne. La partie de la courbe qui est située à la droite du point de fonctionnement et qui correspond à l'accroissement de la quantité d'eau dans la pile, a une pente plus faible. Ce qui est le plus important, toutefois, c'est que le refroidissement de la pile est un processus lent.

Par ailleurs, un remplissage rapide de la pile par l'eau, en cas de fuite dans un canal, est rendu impossible grâce à des mesures spéciales (drainage et isolement automatique du canal où s'est produite la fuite). Pour cette raison, les variations de la réactivité à droite du point de fonctionnement ne peuvent pas être rapides. Il faut également noter que l'accroissement de la réactivité de la pile par suite du refroidissement de l'eau compense partiellement la diminution de réactivité due à l'accumulation de xénon dans la pile arrêtée (effet de « trappe » de l'iode). La figure 5 représente la courbe caractéristique de la variation de la réactivité de la pile en fonction du temps, après l'arrêt de la pile. Cette figure montre un accroissement passager de réactivité dû au refroidissement de l'eau, ensuite une diminution rapide provoquée par l'accumulation de xénon et un accroissement lent dû à la décroissance de cet élément.

Sur la même figure on a représenté la courbe de variation de la réactivité, lorsqu'on ne tient pas compte de l'effet de température.

Lors du refroidissement, l'effet de température compense partiellement la « trappe » de l'iode, ce qui permet d'utiliser une plus petite réserve initiale de réactivité.

Ainsi, le choix d'un point de fonctionnement à gauche du sommet de la courbe permet d'assurer une bonne stabilité de la réaction en chaîne, par rapport aux variations de la quantité d'eau contenue dans la pile.

La réaction en chaîne dans la pile de la centrale atomique est caractérisée par un taux assez élevé de l'extraction de chaleur dans l'uranium : 55 kW/kg. Le flux thermique à la surface de l'uranium est environ de $1{,}5 \times 10^6$ kcal/m²/h.

Le taux élevé d'extraction de chaleur, la valeur élevée du flux thermique, ainsi que la forte intensité du champ neutronique, conduisent à se montrer très exigeant quant à la durée de vie des cartouches actives. Pour cette raison, le problème de la fabrication de cartouches actives durables a été l'une des tâches les plus importantes dans l'établissement du projet de la centrale.

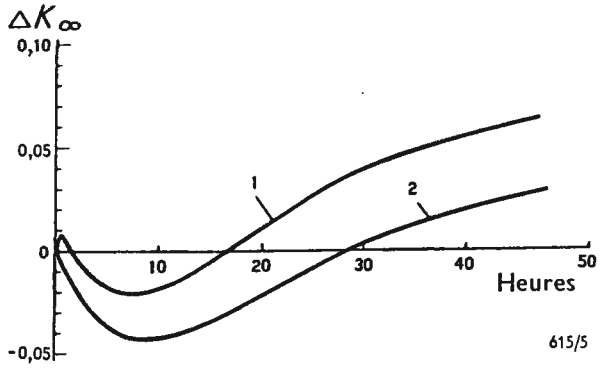


Figure 5. — Variation de la réactivité de la pile après un arrêt.

En abscisse : temps écoulé après l'arrêt de la réaction en chaîne. En ordonnée : accroissement du facteur de multiplication des neutrons (ΔK_∞). Courbe 1 : variation de la réactivité de la pile, due à l'effet de température et à la formation de xénon à partir de l'iode (effet de «trappe» de l'iode). Courbe 2 : comme ci-dessus, mais en supposant que l'effet de température est inexistant. Dans ce cas, la «trappe» de l'iode est plus profonde.

Dans la pile étudiée, le taux de combustion de l'uranium-235 est de 15 pour cent. En raison de la faible capture de résonance, la production du plutonium à partir de l'uranium-238, dans cette pile, n'est pas élevée; elle vaut 0,32. La multiplication par les neutrons rapides est pratiquement inexistante.

Ainsi, la pile de la centrale considérée fonctionne presque exclusivement par combustion de l'uranium-235, le degré d'enrichissement s'abaissant au cours du fonctionnement de 5 à 4,2 pour cent.

CHOIX DES MATÉRIAUX POUR LA PILE DE LA CENTRALE ATOMIQUE

Choisir convenablement les matériaux est une condition essentielle pour que la centrale soit construite de façon satisfaisante. Il a donc fallu, en plus des facteurs bien connus des constructeurs tels que la résistance mécanique, la corrosion, la dilatation thermique, l'usure des matériaux, etc., tenir compte de l'influence d'un rayonnement intense de neutrons sur les propriétés des matériaux choisis.

Les problèmes soulevés par la construction de la pile de la centrale atomique ont pu être résolus uniquement grâce à un travail considérable de recherches préliminaires sur le comportement des matériaux dans un champ neutronique, travail qui a été effectué par divers instituts de recherches de l'U.R.S.S.

Les éléments principaux entrant dans la construction de la pile de la centrale sont : le graphite, utilisé comme ralentisseur de neutrons, et une substance active, l'uranium, enrichi en uranium-235. Il était donc indispensable de connaître le comportement de ces substances dans un champ neutronique.

En ce qui concerne le graphite, il a été établi que, soumis à un faisceau de neutrons, il se produit un accroissement de ses dimensions, dû à la déformation du réseau cristallin; la variation relative des dimensions dépend de la dose totale d'irradiation par les neutrons rapides. La température élevée du graphite s'oppose à ce phénomène. Il est essentiel de noter que l'effet d'accroissement des dimensions du graphite est fortement anisotrope, ce qui est lié aux particularités de sa structure cristalline et à sa texture.

Pour cette raison, afin d'assurer la stabilité de l'empilement de graphite et pour permettre de retirer de la pile, à tout moment, les canaux mobiles de chargement, il a été indispensable de prévoir des jeux qui doivent, d'une part, être suffisamment faibles pour assurer une bonne conductibilité thermique de l'empilement dans son ensemble, mais qui, d'autre part, doivent compenser non seulement la dilatation thermique du graphite, mais également son gonflement éventuel sous l'action des neutrons.

On a également observé que la conductibilité thermique du graphite décroît sous l'action de l'irradiation. Cet effet dépend de la dose intégrée d'irradiation et de la température, et il est anisotrope. Là où le graphite est soumis à l'action des neutrons rapides, c'est-à-dire dans le voisinage des barres d'uranium, sa conductibilité thermique devient plusieurs fois plus faible [4].

Il est indispensable de tenir compte de ce fait lors des calculs thermiques effectués sur la pile.

L'uranium, en tant qu'élément de construction, est, sous de nombreux rapports, encore plus capricieux que le graphite. On connaît trois phases de l'uranium : la forme orthorhombique, la forme tétraédrique et la forme cubique, avec des points de transition à 660 et à 800 °C, respectivement. On a montré, au cours d'essais spéciaux [5], que, sous l'influence de cyclages thermiques répétés entre 20 et 500 °C, il se produit des variations sensibles dans les dimensions de l'uranium.

Ce phénomène doit, apparemment, être rattaché à la croissance anisotrope des grains du métal au cours de la recristallisation; il s'accompagne de la diminution des tensions internes, ainsi que l'a montré l'examen aux rayons X.

Sous l'action du rayonnement de neutrons et des fragments de fission, il se produit dans l'uranium des phénomènes tout à fait analogues; ses dimensions changent d'une manière très appréciable.



Figure 6. — Surface de l'uranium irradié (photographie prise au microscope électronique avec un grossissement de 15 000).

Des expériences spéciales ont permis de montrer qu'au cours de l'irradiation, la plasticité de l'uranium est multipliée par un facteur de l'ordre de 100. Les changements à la surface de l'uranium sous l'influence des irradiations sont très particuliers : cette surface acquiert une structure globulaire, ainsi qu'on le voit à la figure 6, qui reproduit une photographie prise à l'aide d'un microscope électronique avec un grossissement de 15 000. Ces propriétés de l'uranium ont posé de graves problèmes pour la préparation de cartouches stables. Plusieurs solutions satisfaisantes ont été trouvées après des recherches dans des domaines variés.

Il importait de choisir, pour la réalisation des tubes de refroidissement de la pile par circulation d'eau sous pression élevée, des matériaux stables, résistant à la corrosion et à l'action des neutrons. L'acier inoxydable répond aux conditions exigées.

L'étude du comportement de cet acier dans un champ neutronique a montré que la décomposition de l'austénite avec formation de ferrite ne se produit pas. Certaines propriétés mécaniques de l'acier s'améliorent sous l'action des neutrons (la résistance à la rupture et la dureté augmentent); l'allongement décroît notablement, mais demeure néanmoins dans des limites acceptables [6].

Ces caractéristiques de l'acier le rendent propre à la construction de tubes pour la circulation d'eau à haute pression.

Étant donné que l'acier est un puissant absorbeur de neutrons, tous les tubes à l'intérieur de la pile sont nécessairement à parois minces, ce qui entraîne d'ailleurs une diminution des contraintes thermiques.

Les cartouches de combustible forment la partie la plus importante de la pile. Le transfert de chaleur de l'uranium à l'eau à travers la paroi d'un tube d'acier a été étudié grâce à des tubes verticaux spéciaux (voir fig. 7) où l'apport de chaleur était obtenu par le passage d'un courant électrique. Ces mêmes tubes verticaux ont été utilisés par la suite pour le contrôle des cartouches de combustible fabriquées industriellement.

Cependant, les essais les plus importants sur les cartouches ont été effectués dans le circuit d'eau de la pile RFT. Ces essais ont permis non seulement d'étudier le transfert de la chaleur, mais également de déterminer la stabilité des cartouches en présence d'un champ neutronique puissant, c'est-à-dire lorsque se produit la fission dans l'uranium et pour une température caractéristique du fonctionnement de la pile atomique.

On a intentionnellement accru l'enrichissement dans les éprouvettes expérimentales pour reproduire entièrement les conditions de fonctionnement de la pile de la centrale atomique. Les essais ont été prolongés pendant des milliers d'heures, après quoi les cartouches de combustible ont été étudiées [7] dans un laboratoire de haute activité de l'Académie des sciences de l'U.R.S.S. Ces essais ont permis de choisir le type de cartouche le plus stable et le plus sûr.

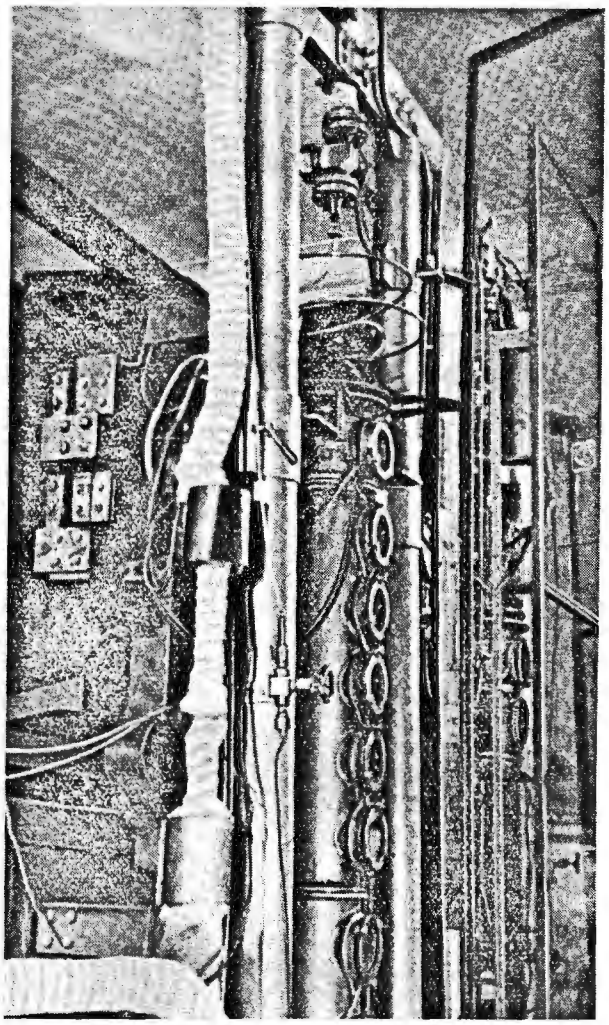


Figure 7. — Tube vertical d'essai pour la mesure du transfert de chaleur de l'uranium à l'eau. On voit la colonne portant des fenêtres par où on peut observer la surface extérieure d'une cartouche.

Les cartouches occupent l'espace annulaire compris entre le tube intérieur en acier où circule l'eau du circuit primaire et le tube extérieur à paroi mince qui empêche les fragments de fission de pénétrer dans le gaz remplissant la pile. L'espace annulaire contient de l'uranium enrichi, sous forme d'un alliage spécial assurant un bon contact thermique et la stabilité dans un champ neutronique.

CONSTRUCTION DE LA PILE DE LA CENTRALE ATOMIQUE

Les propriétés décrites ci-dessus des matériaux de construction choisis ont déterminé les traits essentiels du projet de la pile de la centrale.

La figure 8 donne une idée générale de l'ensemble de la construction. La pile est enfermée dans une enveloppe hermétique en acier, de forme cylindrique, reposant sur une assise en béton. L'enveloppe contient l'empilement de graphite, comportant des

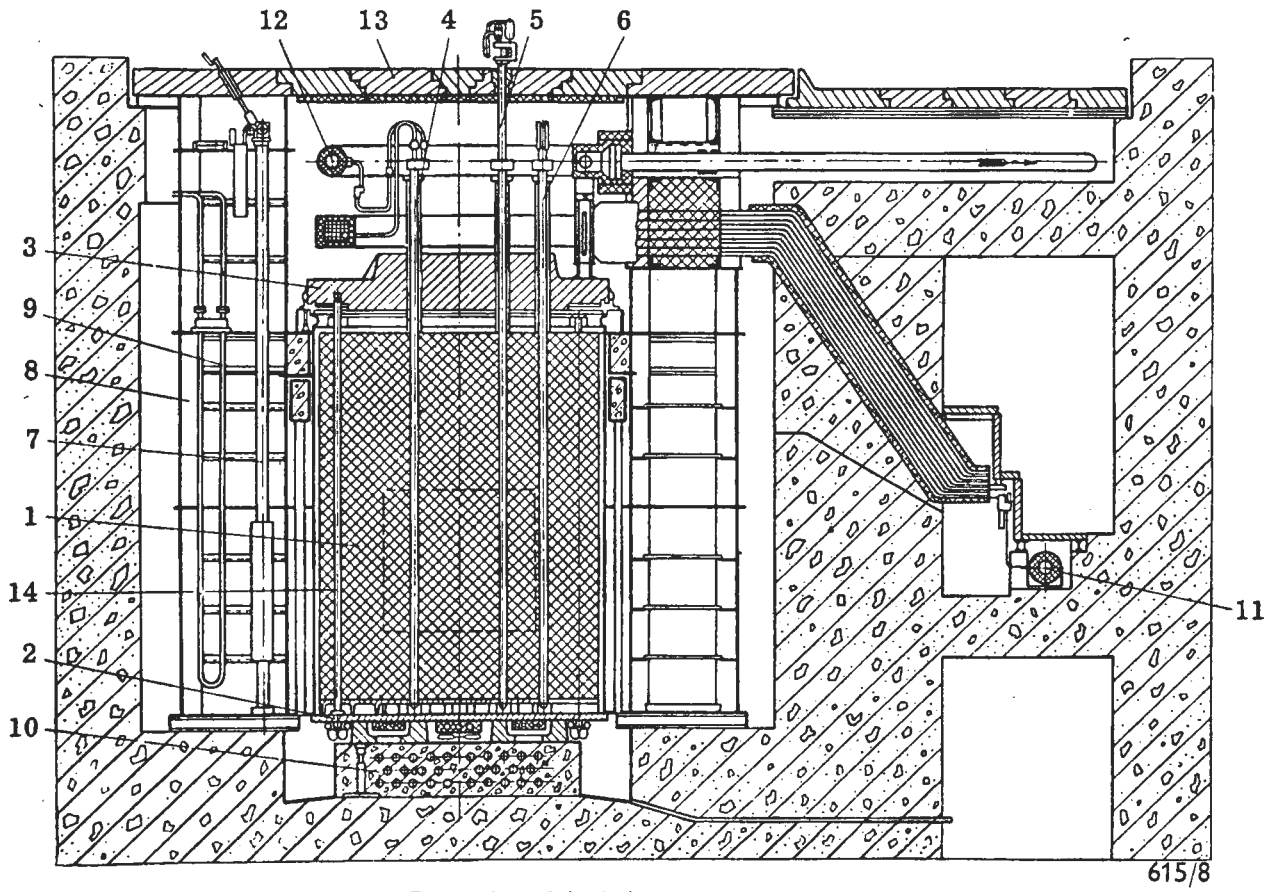


Figure 8. — Pile de la centrale atomique.

1. Empilement de graphite; 2. Plaque inférieure; 3. Plaque supérieure; 4. Canal de chargement; 5. Canal pour barre de sécurité; 6. Canal pour barre de réglage automatique; 7. Canal pour chambre d'ionisation; 8. Protection latérale (eau); 9 et 10. Réfrigérateurs; 11. Collecteur de distribution; 12. Collecteur d'évacuation; 13. Bouclier de protection supérieur (fonte); 14. Colonne refroidie du réflecteur.

jeux judicieusement choisis. Pour prévenir la combustion lente du graphite, cette enveloppe est remplie d'hélium (ou d'azote).

La partie centrale de l'empilement de graphite est traversée par les canaux de chargement dont le nombre total est de 128. Chacun de ces canaux est constitué par un long cylindre en graphite qui contient les tubes d'acier à parois minces où circule l'eau du circuit primaire. L'eau entre par la partie supérieure du canal branché aux collecteurs d'entrée et de sortie, descend un tuyau et remonte ensuite en léchant la surface des cartouches. Ces dernières sont disposées de manière à former un cœur actif de forme cylindrique ayant 150 cm de diamètre et 170 cm de hauteur, entouré de tous côtés par un réflecteur en graphite. A la figure 8, ce cœur est indiqué en pointillé.

La disposition des canaux de chargement est visible à la figure 9, qui montre la partie supérieure de la pile, le couvercle étant enlevé.

On mesure dans chaque canal le débit de l'eau et sa température à la sortie. Des appareils indicateurs sont placés sur un panneau central et sont connectés aux dispositifs de sécurité qui arrêtent la réaction nucléaire lorsque le débit de l'eau qui traverse le canal devient insuffisant ou lorsque la température de l'eau dépasse la limite admise.

A la pression de 100 atmosphères, l'eau bout à 309 °C. Si cette valeur limite se trouvait dépassée dans l'un des canaux, il en résulterait une brusque diminution de l'extraction de chaleur et, par conséquent, une surchauffe et une destruction possible de la cartouche. Pour cette raison, le réglage de la température de l'eau à la sortie du canal est très

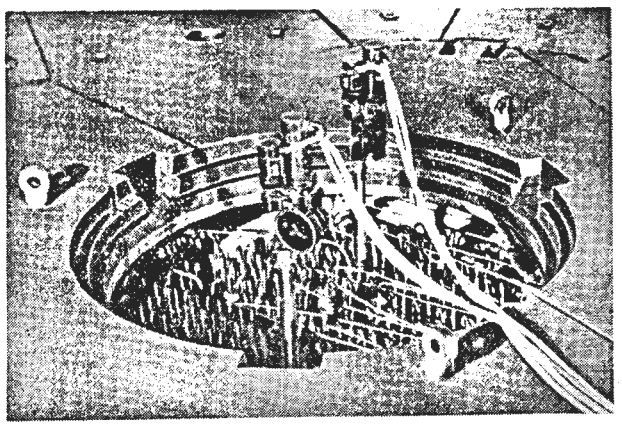


Figure 9. — Partie supérieure de la pile; le couvercle a été enlevé et l'on voit les servo-moteurs des barres de sécurité et leurs câbles. Au-dessous, on voit les joints des canaux de circulation d'eau.

important, car il permet de suivre le régime de fonctionnement de celui-ci. Pratiquement, ce réglage est effectué à l'aide d'un système de balayage, qui indique par un signal lumineux les canaux où la température de l'eau excède les limites fixées. De plus, un panneau à fiches distinct permet de mesurer la température absolue de l'eau dans n'importe quel canal.

La surveillance du régime de fonctionnement d'un canal par la mesure de la température est complétée par la mesure du débit de l'eau. Ce débit est mesuré par des débitmètres placés sur le panneau; des signaux d'avertissement sont transmis au panneau central si la valeur du débit s'écarte de la valeur admise. Une baisse du débit de l'eau dans un canal provoque une montée de la température de l'eau à sa sortie. Une augmentation du débit d'eau dans le canal indique une rupture des tubes du canal ou de ses joints.

Toutes ces mesures ou indications anormales sont considérées comme des défauts de fonctionnement et entraînent la mise en action des barres de sécurité, c'est-à-dire l'arrêt de la réaction en chaîne.

Pour éviter un remplissage rapide de la pile par l'eau en cas de rupture des tubes du canal de chargement — ce qui peut entraîner un accroissement rapide de la réactivité de la pile — chaque canal est équipé d'un dispositif de démontage et d'une vanne qui isolent le canal endommagé des collecteurs. Cependant, pour éliminer le dégagement de chaleur par radioactivité résiduelle, on maintient un faible débit d'eau.

La radioactivité de l'eau et du gaz de la pile est constamment mesurée, de sorte qu'on peut déceler immédiatement l'endommagement des cartouches par l'accroissement de la radioactivité de l'eau ou du gaz. Si la fuite est trop faible pour pouvoir être décelée par les débitmètres, il est possible de trouver le canal endommagé en mesurant l'humidité du gaz prélevé dans le voisinage du canal.

En plus des dispositifs de contrôle de chaque canal, le panneau central comporte des indicateurs donnant le débit total de l'eau qui traverse la pile, sa pression et sa température dans les collecteurs d'entrée et de sortie.

Pour compenser l'excès de réactivité de la pile, on y a installé 18 barres en carbure de bore; 6 d'entre elles près du centre de la pile et 12 à la périphérie du cœur. Ces barres qui peuvent se déplacer dans des canaux spéciaux ont un circuit distinct de refroidissement par eau. Un circuit de refroidissement analogue a été installé pour le réflecteur en graphite.

Ces barres sont mues verticalement à l'aide de câbles métalliques actionnés par des servo-moteurs; leur position est indiquée sur un cadran spécial du panneau central. Des mesures particulières ont été prises pour empêcher que l'opérateur ne relève trop rapidement les barres. Grâce à elles, on peut arriver à régler la température de l'eau à la sortie des canaux de chargement.

La somme des profondeurs de pénétration de toutes les barres de compensation dans les canaux (lorsque la pile fonctionne) indique l'excès total de réactivité de la pile et, par conséquent, l'excès en combustible nucléaire par rapport à la quantité critique. Il en résulte que l'excès de combustible nucléaire peut être exprimé par convention en centimètres de longueur. Une échelle de graduation appropriée établit la correspondance entre chaque centimètre de longueur de la barre et son action sur la réactivité de la pile.

En plus des barres de compensation, quatre barres de réglage automatiques sont logées dans le réflecteur. Leur position est commandée automatiquement, à l'aide de servo-moteurs, par les chambres d'ionisation.

Lorsque la réaction en chaîne s'accélère, les barres de régulation s'abaissent automatiquement; lorsqu'elle faiblit, les barres se relèvent. Deux barres travaillent simultanément, les deux autres étant en réserve. Ces régulateurs maintiennent la réaction en chaîne au niveau de puissance prescrit, avec une précision de 3 pour cent. Il y a deux autres barres de sécurité supplémentaires dont les servo-moteurs sont installés directement au-dessus de la plaque de protection supérieure de la pile pour diminuer le temps nécessaire à leur mise en action. En cas d'urgence, ces barres tombent librement dans le cœur de la pile et arrêtent la réaction en chaîne. Il y a en tout 12 signaux d'urgence distincts. Les signaux les plus importants concernent : le dépassement de 20 pour cent du niveau de puissance fixé, une accélération trop rapide de la réaction en chaîne, l'interruption de l'alimentation en courant électrique des pompes de circulation principales, les variations du débit et de la température de l'eau dans les canaux de chargement, etc.

La pile de la centrale est équipée de divers dispositifs destinés aux recherches de physique et aux essais de matériaux.

La pile comporte 6 canaux courbes, allant jusqu'à la frontière du milieu actif et du réflecteur. Ces canaux permettent d'étudier le comportement d'éprouvettes de matériaux divers, lorsque ceux-ci sont soumis à un flux d'une intensité de 2×10^{13} à 8×10^{13} neutrons/cm^2/s et à une température élevée. La pile comporte en outre trois canaux rectilignes horizontaux, dont l'un pénètre jusqu'au centre de la pile. Ce canal permet d'étudier la distribution radiale de la densité des neutrons. Le faisceau à la sortie des canaux droits correspond à un flux qui atteint 10^7 et 10^9 neutrons/cm^2/s. Ces canaux sont destinés à des recherches de physique nucléaire. Une colonne thermique en graphite est accolée au réflecteur de la pile. Le flux de neutrons thermiques dans cette colonne est de l'ordre de 10^9 neutrons/cm^2/s. La colonne est équipée de dispositifs actionnés à distance qui rendent possible le remplacement des appareils et des substances étudiées sans interrompre le fonctionnement de la pile.

La protection biologique est assurée par une couche latérale d'eau d'une épaisseur de 100 cm et par un mur de béton d'une épaisseur de 300 cm.

Dans la partie supérieure de la pile, la protection biologique est assurée par un renforcement du réflecteur de graphite ainsi que par le couvercle en acier et une plaque en fonte. La protection a été calculée pour les neutrons rapides non ralentis par le réflecteur, pour le rayonnement gamma provenant des fragments de fission radioactifs et surtout de la capture des neutrons thermiques par le fer de la charpente. Étant donné que la protection est calculée d'une manière très approximative, on a apporté, lors de la construction de la pile, un soin particulier pour éviter de créer des directions privilégiées, caractérisées par une grande « transparence » pour les neutrons ou les rayons gamma.

La diffusion inélastique des neutrons rapides sous un grand angle dans l'enveloppe d'acier de la pile provoque la formation d'un flux de neutrons dirigé presque verticalement. Un bouclier de protection complémentaire en béton a été prévu sur le trajet de ce rayonnement.

La figure 10 représente une vue de la pile en fonctionnement, montrant la plaque de protection supérieure en fonte et deux servo-moteurs des barres de sécurité.

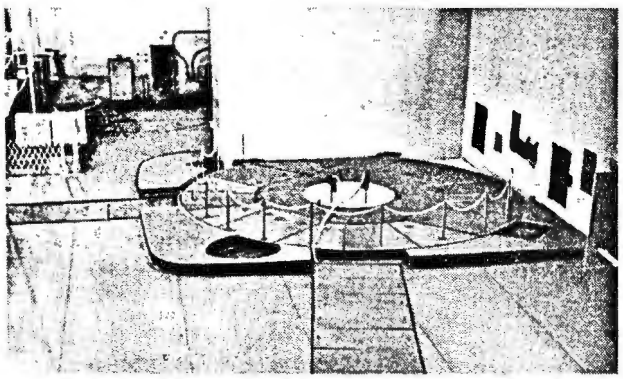


Figure 10. — Partie supérieure de la pile en fonctionnement. On voit la plaque de protection supérieure et les servo-moteurs des barres de sécurité.

CALCUL DES CARACTÉRISTIQUES PHYSIQUES DE LA PILE ET RÉSULTATS DE SON ÉTUDE EXPÉRIMENTALE

La quantité d'uranium chargée dans la pile de la centrale atomique est beaucoup plus importante que celle qui est nécessaire pour atteindre la masse critique, pour laquelle la réaction en chaîne devient possible. Cette pile a divergé pour la première fois le 9 mai 1954; on a établi à ce moment que la masse critique correspond au chargement de 60 canaux actifs. Or, le chargement total utilise 128 canaux. L'excès de réactivité de la pile est absorbé en totalité par les 18 barres de compensation en carbure de bore, mentionnées plus haut.

Quand la puissance de la pile augmente, sa réactivité baisse considérablement, à cause de l'échauffement de l'eau. De plus, il se forme dans la pile du xénon, dont l'absorption par résonance est très grande, ce qui entraîne également une baisse de réactivité («empoisonnement» par le xénon). Enfin, on observe au cours du fonctionnement de la pile, une chute lente de la réactivité, due à la combustion de l'uranium-235 et à la formation de fragments de fission absorbant les neutrons.

Tous ces effets entraînent la nécessité d'utiliser un excès considérable d'uranium par rapport à la masse critique de la pile à froid.

L'un des problèmes les plus importants qui se sont posés dans les calculs physiques de la pile était lié à la détermination de la grandeur de la masse critique de la pile et de la valeur de la charge additionnelle d'uranium qui est indispensable pour assurer un fonctionnement prolongé de la pile et pour compenser l'effet de température et l'effet d'« empoisonnement » par le xénon.

Le deuxième problème portait sur le calcul de la capacité de compensation des barres en carbure de bore. Il fallait tenir compte du fait que, étant donné les diamètres choisis pour les barres, le bore n'absorbe entièrement que des neutrons d'une énergie inférieure à 10 ou 20 eV. Pour des neutrons d'énergie plus élevée, la barre en carbure de bore est partiellement transparente. Il était indispensable de prendre en considération le fait que la capacité de compensation de ces barres dépend de la température des neutrons.

Enfin, un troisième groupe de problèmes était lié au calcul des régimes non stationnaires et des défauts de fonctionnement. Cet ensemble de problèmes exigeait un calcul combiné de la réaction en chaîne et des régimes thermiques, tant de la pile que de tout le circuit primaire.

Les principes généraux du calcul physique des piles hétérogènes, le calcul de l'absorption des neutrons par résonance, ainsi que le calcul des barres absorbantes semi-transparentes («grises») sont exposés dans une série de mémoires présentés par l'U.R.S.S. à la Conférence internationale sur l'utilisation de l'énergie atomique à des fins pacifiques [2, 8, 9].

Il s'est avéré que l'on peut, sans risques de commettre des erreurs notables, appliquer une méthode simple de calcul, dans laquelle on répartit les neutrons en deux groupes : le groupe des neutrons thermiques et le groupe des neutrons en cours de ralentissement (épithermiques). Il était important de formuler correctement les conditions aux limites à la frontière du cœur et du réflecteur.

Les calculs ont été également effectués en prenant comme base l'équation rigoureuse du ralentissement des neutrons et en utilisant la méthode des différences finies [10], qui apparaît comme une méthode plus cohérente et moins laborieuse.

L'absorption des neutrons par résonance a été calculée d'après la théorie précédemment développée [11, 12, 13], selon laquelle la largeur effective de l'intervalle d'énergie ΔE, dans lequel les

neutrons de résonance sont fortement absorbés, est proportionnelle à la racine carrée de l'épaisseur du bloc élémentaire d'uranium. La valeur calculée du coefficient d'absorption de résonance est de 0,87. Les données expérimentales actuelles, qui ne sont encore que des données préliminaires, indiquent une valeur quelque peu supérieure.

Les deux méthodes de calcul ont été vérifiées expérimentalement, d'une part sur la pile RFT, qui était déjà en fonctionnement au moment où l'on a établi le projet de la centrale atomique, d'autre part sur une pile expérimentale spéciale à eau et à graphite, reproduisant dans une certaine mesure la pile de la centrale atomique.

On a constaté que les résultats des calculs de la masse critique et de la distribution de la densité des neutrons sont en concordance très satisfaisante avec les données expérimentales dans le cas où il n'y a pas d'eau dans la pile calculée. En présence d'eau, la concordance est moins bonne, ce qui s'explique par l'effet hétérogène de l'eau, c'est-à-dire par le fait que l'influence de l'eau sur la réaction en chaîne est liée à sa situation dans la pile.

La possibilité de l'application de l'approximation de l'âge au calcul de la cellule de la pile avait suscité des doutes sérieux, à cause de la présence de l'eau; pour cette raison, une cellule de la pile, composée d'un canal actif et du ralentisseur en graphite environnant, a été calculée d'après une équation cinétique permettant de tenir compte du fait que les neutrons en ralentissement dans l'eau sont indépendants de l'âge. Ce calcul a montré que l'approximation de l'âge est applicable à la pile de la centrale atomique. A l'aide de ce même calcul, on a trouvé les constantes effectives (longueur de ralentissement et longueur de parcours avant capture) pour une pile homogène équivalente.

La comparaison des résultats des différents calculs amène à conclure que la précision du calcul de la masse critique d'une pile à graphite et à eau peut atteindre 15 pour cent. En fait, la concordance de la valeur théorique de la masse critique (59 canaux) avec la valeur expérimentale (60 canaux) s'est révélée meilleure.

Le tableau 1 montre les valeurs théoriques et expérimentales de l'effet de température, de l'effet d'empoisonnement par le xénon et des capacités de compensation des barres en carbure de bore, exprimées en fonction de la valeur du coefficient effectif de multiplication.

En ce qui concerne l'excès compensant la consommation et l'empoisonnement dû aux produits de fission, il s'est révélé suffisant pour assurer le fonctionnement de la pile à pleine puissance pendant deux mois et demi, ce que l'on peut considérer comme entièrement satisfaisant.

Les valeurs calculées et les valeurs expérimentales relatives à la distribution de la densité neutronique sont comparées sur la figure 11, qui donne la distribution suivant l'axe de la pile, et sur la figure 12, qui donne la distribution suivant le rayon de la

Tableau 1

Valeurs calculées et valeurs mesurées de la réactivité de la pile

(La réactivité est donnée en $K_{eff} = \alpha K_{\infty}$, où α est le coefficient de perte de neutrons)

	Valeurs calculées	Valeurs mesurées
Masse critique (nombre de canaux actifs)	~ 59	~ 60
Excès total de réactivité . .	0,13	0,11 ± 0,005
Excès de réactivité compensant l'effet de température.	0,029	0,025 ± 0,002
Excès de réactivité compensant l'« empoisonnement » .	0,039	0,40 ± 0,003
Excès de réactivité compensant la consommation . .	0,068	0,045 ± 0,004
Capacité de compensation d'une barre de la couronne intérieure	0,012	0,013 ± 0,001
Capacité de compensation d'une barre de la couronne périphérique	0,007	0,007 ± 0,001
Capacité de compensation de deux barres de sécurité . .	0,020	0,018 ± 0,002

pile. Dans ce dernier cas, le calcul théorique a été effectué en supposant que la substance absorbante des barres de compensation est distribuée uniformément dans le cœur de la pile.

La figure 13 permet de comparer les données théoriques et expérimentales relatives à la distribution de la densité des neutrons de résonance et au rapport cadmium.

Pour illustrer les calculs des régimes transitoires, on a représenté sur la figure 14 les courbes (théorique et expérimentale) de la diminution de puissance de la pile lors du fonctionnement des barres de sécurité.

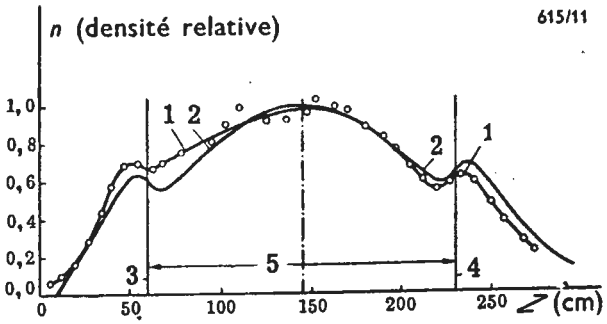


Figure 11. — Distribution axiale de la densité des neutrons thermiques.

1. Courbe expérimentale, les barres absorbantes de la couronne intérieure étant abaissées et celles de la couronne extérieure étant relevées.
2. Courbe théorique, déterminée en supposant que la matière des barres absorbantes est répartie uniformément dans le cœur de la pile.
3. Démarcation entre la zone active et le réflecteur inférieur.
4. Démarcation entre la zone active et le réflecteur supérieur.
5. Zone active.

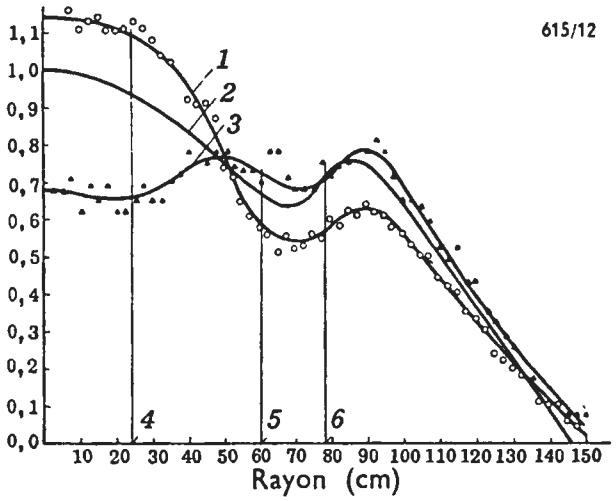


Figure 12. — Distribution radiale de la densité des neutrons thermiques.

1. Courbe expérimentale, les barres absorbantes de la couronne intérieure étant relevées et celles de la couronne extérieure abaissées;
2. Courbe théorique, déterminée en supposant que la matière des barres absorbantes est répartie uniformément dans le cœur de la pile;
3. Courbe expérimentale, les barres absorbantes de la couronne extérieure étant relevées;
4. Barres absorbantes (couronne intérieure);
5. Barres absorbantes (couronne extérieure);
6. Limite de la zone active.

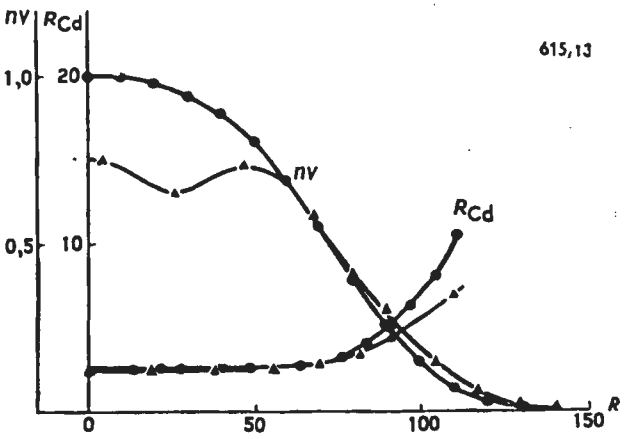


Figure 13. — Distribution des neutrons de résonance *nv* selon un indicateur à l'or (E_r = 4,9 eV) et distribution radiale du rapport cadmium R_{Cd}

● : Valeurs calculées (pour une distribution uniforme de la matière des barres absorbantes).

▲ : Valeurs expérimentales (les barres de la couronne intérieure étant abaissées).

Si le dispositif de sécurité, déclenché par le signal indiquant que les pompes de circulation principales ne sont plus alimentées, arrête la pile, le dégagement de chaleur dû à la radioactivité résiduelle pourrait provoquer l'ébullition de l'eau dans la pile. La figure 15 représente la courbe du dégagement de chaleur après le fonctionnement des barres de sécurité et la courbe de la baisse du débit de l'eau lorsque les pompes cessent d'être alimentées.

En comparant ces courbes, on voit que celle qui représente le dégagement de chaleur a une pente plus rapide — à l'exception d'une durée brève — que celle qui représente le débit de l'eau.

L'eau circulant par inertie peut maintenir un débit suffisant pour évacuer la chaleur pendant plusieurs dizaines de secondes. Cette durée est plus

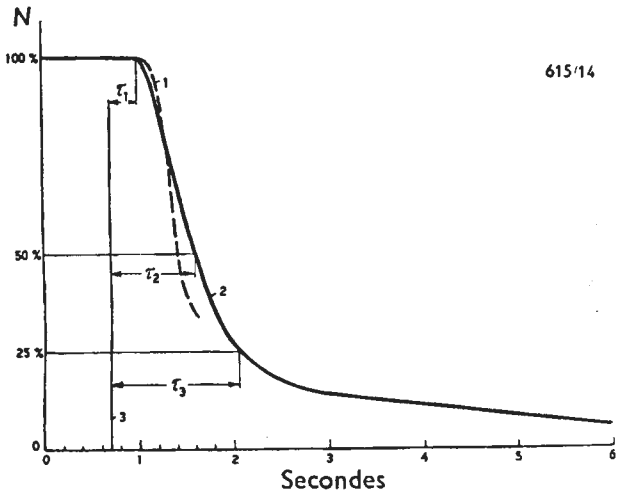


Figure 14. — Courbes montrant la diminution de la puissance de la pile après fonctionnement des barres de sécurité.

N : Valeur de la puissance; τ : temps.

1. Courbe théorique;
2. Courbe expérimentale, relevée à l'oscillographe;
3. Moment d'arrivée du signal d'alarme.

La diminution de la puissance à la moitié de sa valeur exige 0,90 s environ.

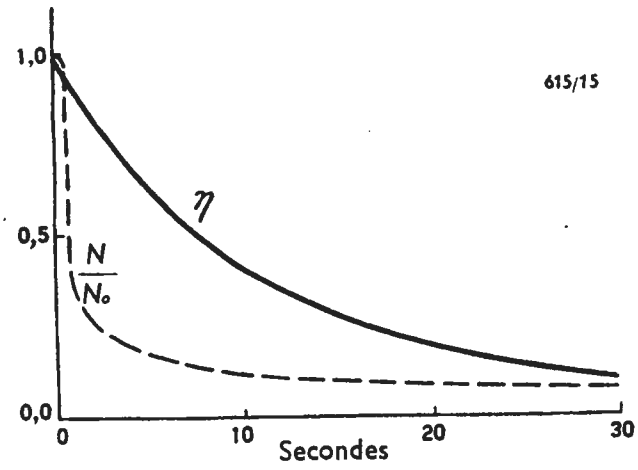


Figure 15. — Courbes montrant la variation du débit de l'eau et celle de la puissance de la pile à partir du moment de la coupure de l'alimentation des moteurs électriques des pompes de circulation.

En abscisse : temps.

En ordonnée : variations relatives du débit d'eau (η) et de la puissance relative $\left(\frac{N}{N_o}\right)$

que suffisante pour permettre la mise en route des pompes de circulation par branchement sur la batterie d'accumulateurs de réserve; cette opération s'effectue automatiquement.

Ainsi que nous l'avons indiqué plus haut, la réactivité de la pile croît lorsque la quantité d'eau contenue dans la pile augmente. Pour cette raison, s'il y a une fuite dans le canal de chargement, la réactivité de la pile augmente et le niveau de puissance de la réaction en chaîne s'élève. Si les barres de réglage ne peuvent venir à bout de cet accroissement, les barres de sécurité entrent en action, ce qui abaisse considérablement la réactivité de la pile.

La cinétique de cette opération est illustrée par la figure 16, où l'on voit les courbes des variations de la puissance de la pile pour deux vitesses d'intrusion de l'eau. Les temps sont portés en abscisses et la puissance de la pile en ordonnées. Par suite de la pénétration de l'eau dans l'empilement de graphite, la puissance croît d'abord, puis décroît grâce à l'action des barres de sécurité. On a représenté sur la même figure les courbes des variations de l'enthalpie de l'eau des canaux actifs au cours du processus.

De l'examen de ces courbes, il ressort que l'eau dans les canaux actifs peut être portée à l'ébullition si la vitesse d'intrusion de l'eau dans l'empilement de graphite est de 10 litres/seconde. Toutefois, on a pu montrer par des essais spéciaux que, même dans le cas d'une rupture franche du tube du canal de chargement, la vitesse de pénétration de l'eau dans la pile n'excède pas 2 litres/seconde. Les dispositifs d'isolement du canal de chargement abaissent cette valeur à 0,1 litre/seconde.

Les calculs de l'accroissement de la réactivité ont été effectués en supposant que l'eau entrant dans la pile se répartit uniformément dans tout le volume de l'empilement de graphite. En fait, on doit s'attendre que l'effet dépende essentiellement du lieu où l'eau s'accumule.

Si l'eau en excès s'accumule au voisinage de l'uranium, l'accroissement de la réactivité sera plus grand que dans le cas où cette accumulation a lieu dans le graphite, à une certaine distance de l'uranium, cas où l'effet peut même devenir négatif. Pour cette raison, les calculs mentionnés plus haut ne représentent qu'un schéma très simplifié du déroulement réel du phénomène. Des essais spéciaux ont donc été effectués afin de mesurer l'influence de l'eau sur la réactivité de la pile.

A cette fin, on a construit un canal de chargement spécial pouvant recevoir une quantité d'eau supérieure à la quantité normale, ainsi que des canaux à eau (sans uranium). L'observation du fonctionnement des canaux a confirmé le caractère hétérogène de l'action de l'eau; on a établi que les calculs théoriques basés sur l'hypothèse d'une distribution uniforme de l'eau tendent à exagérer son influence. Bien que l'on ait prévu dans la construction de la pile les dispositifs destinés à s'opposer à son remplissage éventuel par l'eau (drainage et système d'isolement), il importait néanmoins de déterminer expérimentalement l'accroissement possible de la réactivité au cas où la pile se remplirait d'eau. Pour cela, on a mesuré l'augmentation de réactivité dans la pile d'abord sans eau, puis avec une quantité normale d'eau dans l'un des canaux actifs et, enfin, avec un excès d'eau dans ce même canal.

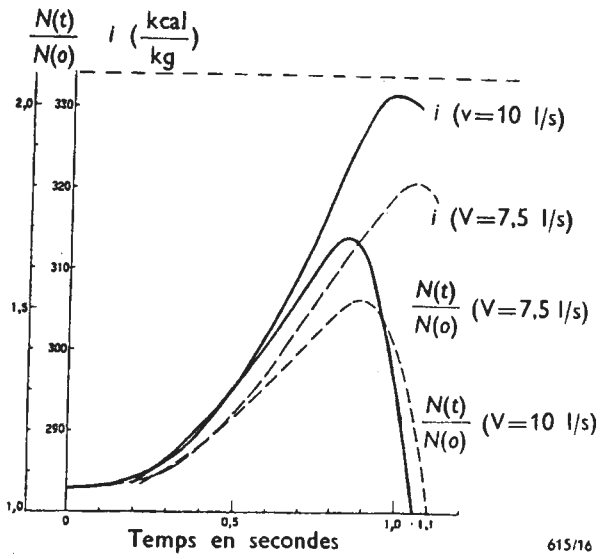


Figure 16. — Variations de la puissance de la pile $\left(\frac{N}{N_o}\right)$ et de l'enthalpie de l'eau des canaux de chargement pour différentes vitesses d'arrivée de l'eau dans l'empilement de graphite de la pile.

En abscisse : temps.

En ordonnée : enthalpie et puissance relative $\left(\frac{(N\ (t)}{N\ (o)}\right)$

La droite horizontale en haut du graphique indique la valeur de l'enthalpie de saturation à la pression de 100 atmosphères.

On a également déterminé comment cet effet dépendait de l'emplacement du canal, le long d'un rayon de la pile. Ce même essai a été répété avec des canaux actifs remplis d'une quantité normale d'eau.

L'extrapolation des résultats ainsi obtenus a permis d'évaluer l'augmentation de la réactivité de la pile qui se produirait au cas où elle serait envahie par l'eau à la suite d'une avarie. Ces mesures ont montré que, dans ces conditions, l'augmentation possible de la réactivité de la pile n'excéderait pas 0,02, valeur qui peut toujours être largement compensée par les barres de compensation et de sécurité disponibles.

La comparaison qui a été faite dans ce chapitre entre les valeurs calculées et les résultats de l'étude expérimentale de la pile montre que les résultats de calcul sont en accord satisfaisant avec l'expérience. Ainsi, les méthodes de calcul utilisées peuvent constituer une base suffisamment sûre pour l'établissement de projets de piles plus puissantes d'un type analogue.

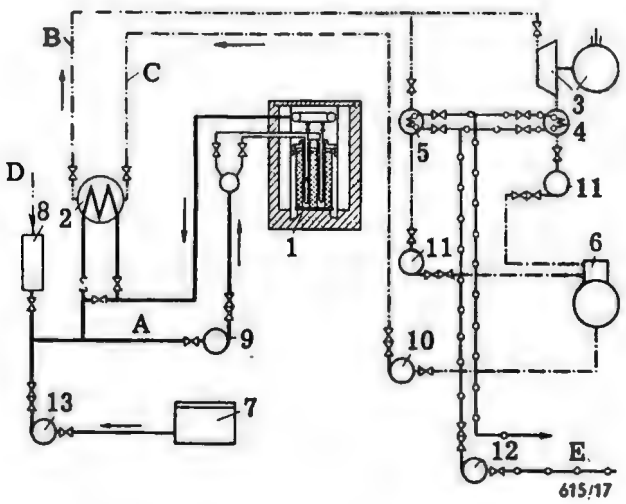


Figure 17. — Schéma de principe de la centrale atomique.

1. Pile; 2. Générateur de vapeur; 3. Turbo-alternateur; 4. Condenseur de la turbine; 5. Condenseur de démarrage; 6. Dégazeur; 7. Réservoir d'eau d'appoint; 8. Compensateur de volume; 9. Pompe de circulation du circuit primaire; 10. Pompe d'alimentation du circuit secondaire; 11. Pompe du condensat; 12. Pompe de circulation de l'eau de refroidissement; 13. Pompe d'appoint d'eau du circuit primaire.

A : Eau du circuit primaire (100 atm); B : Vapeur (12,5 atm); C : Condensat du circuit secondaire; D : Air comprimé; E : Eau de refroidissement.

DESCRIPTION TECHNOLOGIQUE DES CIRCULATIONS DANS LA CENTRALE ATOMIQUE

Ainsi qu'on l'a déjà mentionné, le trait le plus caractéristique du schéma des circulations de la centrale est l'application du principe du circuit double.

L'eau, qui est l'agent de transfert thermique, circule dans le circuit primaire sous pression élevée. Elle transmet la chaleur de la pile à l'eau du circuit secondaire, qui se transforme en vapeur dans les générateurs de vapeur et qui est envoyée sous cette forme dans les turbines. Tout le circuit primaire est en acier inoxydable et il est logé à l'abri d'un bouclier de protection biologique.

L'eau du circuit primaire, portée à une température comprise entre 260 et 270 °C dans les canaux de la pile, passe du collecteur aux générateurs de vapeur (fig. 17). Ceux-ci sont au nombre de huit; ils sont groupés deux par deux dans des chambres protégées (fig. 18). Lorsque la centrale est à son régime de pleine puissance, trois paires de générateurs de vapeur sont en service, la quatrième paire restant en réserve. Chaque générateur de vapeur se compose d'un réchauffeur d'eau, d'un évaporateur d'eau et d'un surchauffeur de vapeur. L'eau des circuits primaire et secondaire circule dans les générateurs de vapeur suivant le principe du contre-courant.

L'eau du circuit primaire quitte les générateurs de vapeur à une température voisine de 190 °C et

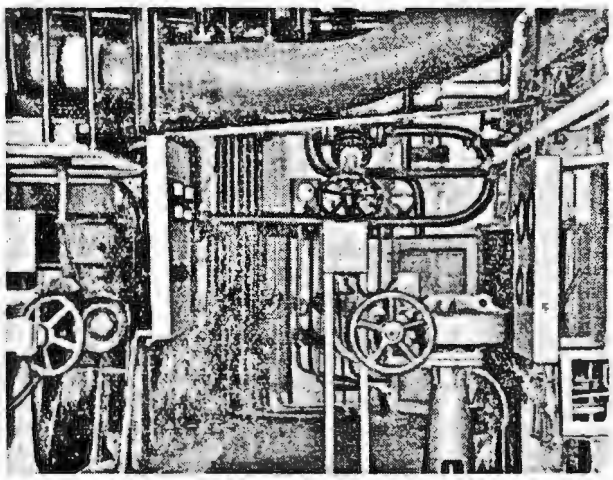


Figure 18. — Vue partielle de la travée des générateurs de vapeur. On distingue la porte blindée ouverte de l'une des quatre chambres des générateurs de vapeur. En haut, on voit la conduite de vapeur.

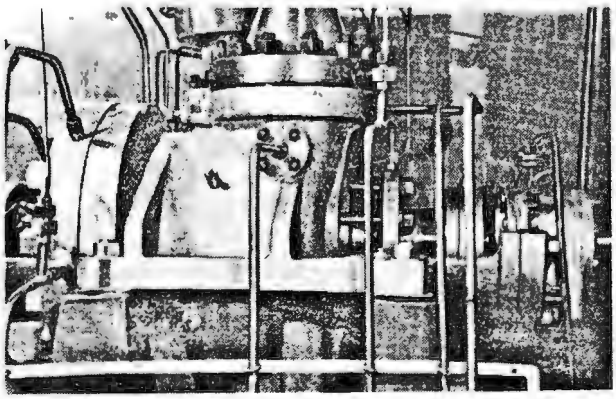


Figure 19. — Vue générale d'une pompe de circulation principale.

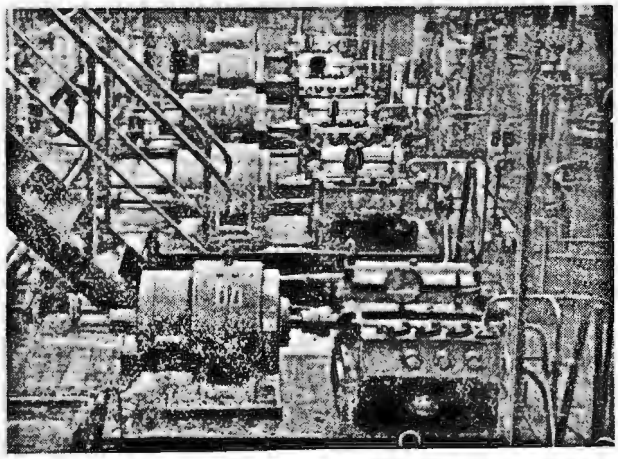


Figure 20. — Groupe de pompes d'appoint d'eau du circuit primaire.

pénètre dans le circuit des pompes de circulation principales. Une vue générale d'une telle pompe est donnée par la figure 19. Ces pompes sont au nombre de quatre; à plein régime, trois de ces pompes sont mises en œuvre, assurant un débit d'eau de 300 tonnes/heure environ; la quatrième pompe reste en réserve.

Des pompes spéciales de faible débit (voir fig. 20) assurent l'alimentation complémentaire en eau d'appoint du circuit primaire. Ces mêmes pompes, à l'aide d'un dispositif automatique, fournissent de l'eau aux presse-étoupes des pompes de circulation principales, la pression de cette eau étant toujours maintenue supérieure de 0,5 atmosphère à la pression de l'eau des pompes. On assure ainsi une fermeture hydraulique qui empêche l'eau radioactive de passer à travers le dispositif d'étanchéité placé sur l'arbre.

Il convient de noter que l'activité de l'eau du circuit primaire décroît progressivement à mesure que cette eau s'éloigne de la pile. Son activité à la sortie de la pile est due à l'activité de l'oxygène (0,2 curie/litre), ayant une période de désintégration brève (7 secondes); à l'entrée de la pile, l'activité de l'eau (2×10^{-5} curies/litre) est due essentiellement à la seule activité des impuretés.

Pour compenser les variations du volume de l'eau au cours de son échauffement ou de son refroidissement, ainsi que pour maintenir pendant un certain temps la pression dans le circuit dans le cas où il se produirait une fuite, l'installation a été pourvue de compensateurs de volume, constitués par des réservoirs en communication avec des ballons de gaz comprimé.

Les variations du volume de l'eau dans le circuit primaire sont compensées par la baisse ou la montée du niveau de l'eau dans les compensateurs de volume. Des indicateurs de niveau d'eau sont installés sur le panneau central et sont reliés au dispositif de sécurité.

Des appareils de recombinaison catalytique sont disposés en dérivation dans le circuit primaire pour brûler le mélange tonnant qui peut se former par suite de la décomposition de l'eau sous l'action du rayonnement de neutrons. De la canalisation des pompes principales, l'eau sous pression passe dans le collecteur d'entrée de la pile et, de là, se répartit entre les canaux.

L'eau du circuit secondaire ne pourrait devenir radioactive que s'il y avait mélange avec l'eau du circuit primaire, par exemple dans l'éventualité, tout à fait improbable, où il se produirait des fissures dans les tubes des générateurs de vapeur. En conséquence, l'équipement du circuit secondaire ne diffère pas de l'équipement classique.

L'eau du circuit secondaire (condensat) est envoyée par les pompes d'alimentation dans le réchauffeur du générateur de vapeur et pénètre ensuite dans l'évaporateur où son niveau est maintenu constant par un dispositif automatique spécial. La vapeur passe ensuite de l'évaporateur dans le surchauffeur de vapeur. Lorsque la centrale est à

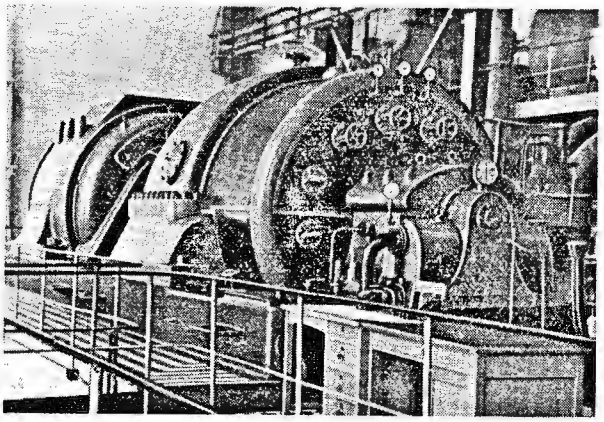


Figure 21. — Turbo-alternateur de la centrale atomique.

son plein régime, trois groupes de générateurs de vapeur fonctionnent et fournissent 40 tonnes de vapeur par heure sous une pression de 12,5 atmosphères à une température comprise entre 255 et 260 °C. Cette vapeur est envoyée vers le groupe turbo-alternateur (fig. 21) par la conduite principale de vapeur. Du condenseur de la turbine, l'eau est renvoyée dans les générateurs de vapeur.

La pile atomique peut également fonctionner sans production de vapeur (régime eau - eau). Dans ce cas, les générateurs de vapeur fournissent de l'eau chaude dont la chaleur est évacuée par l'intermédiaire du circuit de refroidissement ordinaire, comme on le voit à la figure 17. Ce régime de fonctionnement n'est appliqué que pendant la période de démarrage et en vue de travaux de recherche particuliers.

La centrale est dotée d'un équipement électrique varié, comprenant en particulier une batterie d'accumulateurs pouvant assurer pendant une durée de plusieurs heures l'alimentation des moteurs électriques des pompes de circulation principales tournant à vitesse réduite, comme cela serait nécessaire en cas de besoin (panne de réseau). Cet équi-

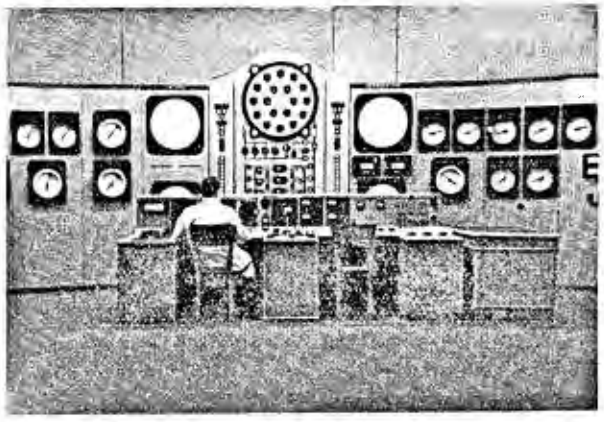


Figure 22. — Panneau central de commande.
Au centre, schéma mnémonique.
Au premier plan, le pupitre de commande.

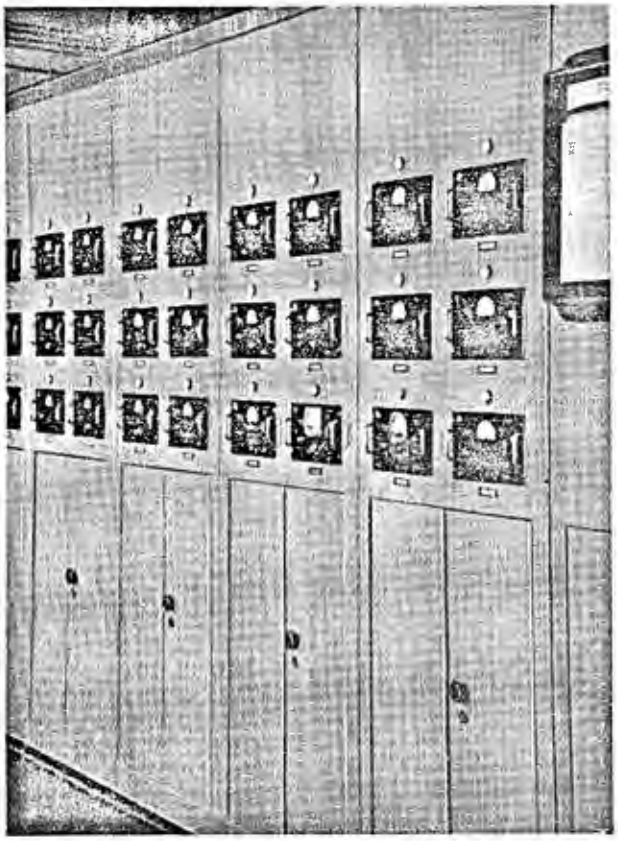


Figure 23. — Vue partielle du panneau central de dosimétrie.

pement a pour but d'assurer la sécurité de l'alimentation en courant électrique de secours des dispositifs de contrôle de la pile et des pompes principales de circulation d'eau. Une faible circulation d'eau dans la pile est indispensable, même lorsque la réaction est arrêtée, afin d'assurer, pendant un temps assez long, l'évacuation de la chaleur produite par la décroissance radioactive.

La conduite de la centrale se fait en totalité à partir du panneau central (fig. 22). Les appareils de commande les plus importants du panneau central indiquent : la position des barres de sécurité, la température de l'eau à la sortie des canaux, le débit et la pression de l'eau dans le circuit primaire, la puissance calorifique de la pile, la quantité et la qualité de la vapeur produite, etc.

Pour assurer la protection du personnel contre les rayonnements, des chambres d'ionisation pour la mesure du rayonnement gamma et une installation de prélèvement d'air pour la surveillance de la radioactivité ont été installées dans toutes les salles de la centrale.

Dans le cas où les valeurs de l'activité gamma ou de la radioactivité de l'air deviendraient supérieures à la normale dans l'une quelconque des salles, le surveillant préposé au panneau central de dosimétrie (fig. 23) serait averti par des signaux lumineux et sonores. Ces mêmes signaux sont répétés dans la salle où l'activité a dépassé la norme. Tous les locaux de la centrale sont soigneusement ventilés et l'air est rejeté dans une haute cheminée (voir fig. 1). Lorsque la centrale fonctionne normalement, il existe néanmoins au voisinage de la pile une légère radioactivité due à l'argon de l'air.

L'eau radioactive du circuit primaire est déversée dans des réservoirs où on la laisse séjourner avant de l'amener par dilution, à une radioactivité tolérable.

EXPÉRIENCE ACQUISE DANS LA CONDUITE DE LA CENTRALE ATOMIQUE

Depuis sa mise en service, le 27 juin 1954, la centrale a été soumise à des essais à divers régimes de fonctionnement; pendant cette période, elle a produit environ 15 millions de kilowattheures d'énergie électrique.

On a pu tirer les conclusions essentielles suivantes, à partir des résultats obtenus dans ces essais d'exploitation :

1. Pendant toute la durée de fonctionnement de la centrale, on n'a noté aucun défaut des cartouches. Ceci prouve que le transfert de chaleur des cartouches d'uranium à l'eau s'effectue régulièrement, sans perturbation, et que l'acier inoxydable choisi pour la fabrication des tubes est un alliage qui convient bien aux conditions de travail dans le cœur de la pile. Bien que les essais préliminaires effectués sur les cartouches aient permis d'escompter un tel résultat, l'essai en masse de ces organes dans la pile de la centrale atomique aurait pu conduire à des résultats inattendus. La stabilité des cartouches de combustible est à la base d'un fonctionnement sans aléas de toute la centrale.

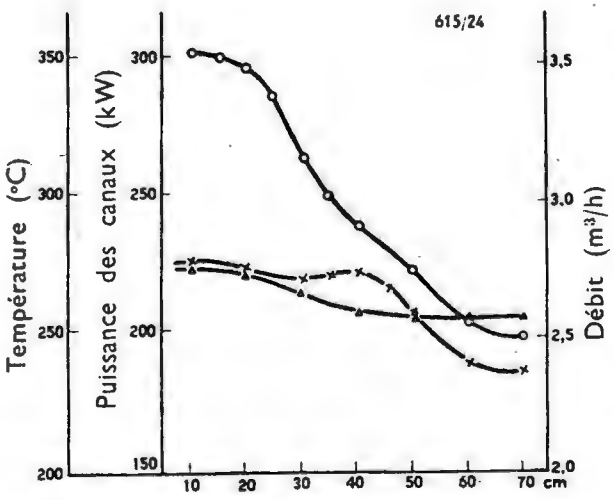


Figure 24. — Distribution, suivant un rayon de la pile, de la puissance extraite des canaux actifs, du débit et de la température de l'eau à la sortie des canaux.

O : Puissance du canal.
▲ : Température de sortie.
× : Débit de l'eau dans le canal.

Étant donné les transformations subies par le graphite dans le champ neutronique, on pouvait craindre un blocage des canaux de chargement dans les cavités de l'empilement de graphite. L'expérience a montré que le remplacement des canaux peut être fait facilement. La température du graphite dépasse la valeur calculée : elle atteint 650 à 700 °C aux points les plus chauds.

Le débit d'eau à travers les canaux de chargement est resté régulier au cours du fonctionnement. La figure 24 montre la distribution radiale de la puissance, de la température et du débit de l'eau. Ainsi qu'on le voit, en réglant les débits d'eau et en uniformisant la densité des neutrons suivant le rayon de la pile, on arrive à ramener les écarts de température de l'eau à la sortie des canaux à $\pm$ 7 °C.

L'expérience acquise au cours de l'exploitation a montré qu'un tel réglage permet de maintenir la puissance de la pile à sa valeur nominale pendant une longue période de temps (d'un chargement à l'autre).

Une fois établi, le régime de température et de pression de vapeur se caractérise par une grande stabilité et son maintien n'exige pas l'intervention du personnel de la centrale.

Les systèmes de régulation automatique et de sécurité de la pile ont fonctionné sans défaillance.

Pour un régime de fonctionnement donné, l'activité du personnel de la centrale se réduit à la surveillance des instruments de réglage et des signaux.

Le démarrage de la pile entre la puissance nulle et une puissance donnée nécessite une demi-heure environ quand le circuit est chaud et constitue l'opération la plus délicate, surtout dans le cas où la réactivité de la pile n'est pas exactement connue. Actuellement, on étudie un appareillage de démarrage automatique.

Le défournement des cartouches est effectué habituellement par secteurs, afin d'économiser le combustible nucléaire. En même temps, on charge la pile avec des cartouches neuves et on déplace vers le centre de la pile les cartouches périphériques, moins brûlées. On peut ainsi prolonger la durée de fonctionnement des cartouches et augmenter le taux de combustion de l'uranium-235 jusqu'à 20 pour cent.

Le déplacement des cartouches est effectué une fois tous les deux mois; l'opération nécessite deux à trois jours.

2. Les parties essentielles de l'équipement de la centrale, telles que les pompes de circulation principales, les pompes d'appoint, les générateurs de vapeur, les compensateurs de volume, etc., ont fonctionné sans aucune défaillance. On peut considérer que ceci est dû, en grande partie, à la bonne qualité des soudures des conduites sous haute pression. Il convient de rappeler que le nombre total de soudures se monte à plusieurs milliers. Pour cette raison, ces soudures ont été soumises à un contrôle très rigoureux. Des échantillons d'assemblages soudés ont été étudiés pour vérifier l'absence de corrosion intercristalline. Les soudures ont été faites par des ouvriers hautement qualifiés.

Au cours de la première période de fonctionnement de la centrale, des fissures et des fuites n'ont été observées que dans des cas isolés.

Pour un bon fonctionnement de la pile, il faut que l'eau du circuit primaire soit d'une grande pureté. L'eau bidistillée qui remplit le circuit primaire laisse un résidu sec inférieur à 1 mg/litre. Pendant le fonctionnement de l'appareil, le résidu sec du circuit primaire s'accroît; il est maintenu à 3 mg/litre par un drainage continu de l'eau du circuit primaire et par addition d'eau bidistillée nouvelle en quantités atteignant 300 litres/heure. L'augmentation de la quantité du résidu sec doit probablement être attribuée à l'érosion des garnitures de cuivre et des joints en amiante graphité des presse-étoupes des vannes.

L'expérience a montré que la présence de ce résidu dans le circuit primaire n'entraîne pas la formation dans les canaux de chargement d'un dépôt qui puisse influer sur le transfert de chaleur. Néanmoins, les techniciens de la centrale estiment qu'il serait désirable d'abaisser la teneur en impuretés de l'eau, ce qui permettrait, par ailleurs, de ne plus avoir à en rejeter du circuit primaire.

Des essais préliminaires ont permis d'établir [14] que, dans les conditions de température et de pression régnant dans le circuit primaire, il se produit une réaction inverse, de recombinaison des ions, qui supprime pratiquement la formation du mélange tonnant dans l'eau. Ces premiers résultats ont été pleinement confirmés au cours de l'exploitation et ont permis de se passer des appareils catalytiques de combustion du mélange tonnant.

3. L'équipement du circuit secondaire ne présentait rien de spécial. Cependant, il était important de connaître le degré de souplesse de tout le système de conduite de la centrale. Au début, on n'était pas certain de pouvoir rester absolument maître de l'ensemble constitué par la pile, les générateurs de vapeur et la turbine, surtout aux régimes transitoires. L'enchaînement des opérations lors de la mise en marche de la turbine n'avait pas été étudié, pas plus que les limites admissibles des vitesses de chauffe des générateurs de vapeur et des vitesses d'augmentation de la pression de la vapeur.

On peut citer, à titre d'exemple, les coups de bélier dans les générateurs de vapeur qui se sont produits en cours de chauffe pendant les premiers démarrages. On s'est aperçu par la suite que ces coups de bélier étaient dus à la formation de vapeur dans les réchauffeurs d'eau : il y avait une trop grande vitesse de chauffe et une faible pression de vapeur dans le générateur de vapeur.

Après étude des régimes de démarrage, on a établi que le démarrage lorsque la pile est froide, par exemple après révision, peut être effectué en

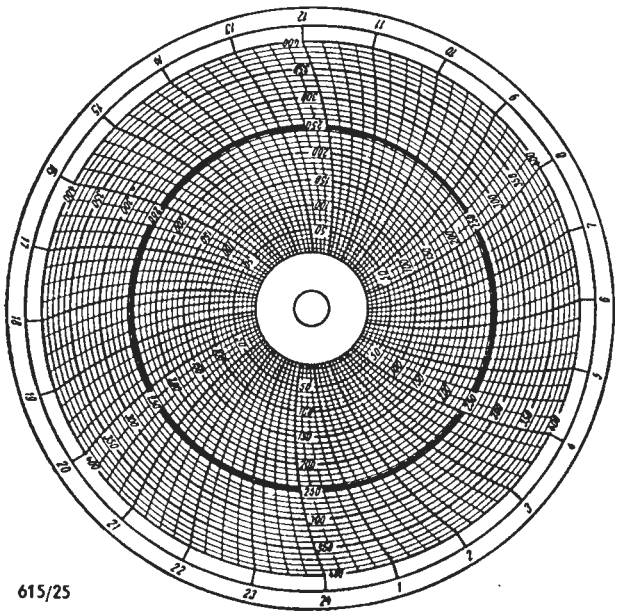


Figure 25. — Température de la vapeur à l'admission à la turbine.

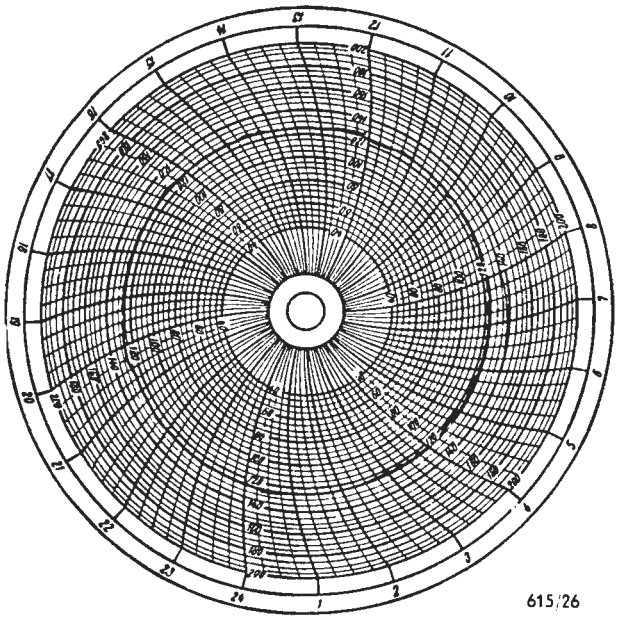


Figure 26. — Pression de la vapeur à l'admission à la turbine.

une heure et demie ou deux heures en renvoyant au condenseur de démarrage, au cours d'une première période, la vapeur qui n'a pas atteint ses caractéristiques de travail; elle n'est admise à la turbine que lorsque les valeurs de fonctionnement sont atteintes. Une telle méthode de démarrage s'est révélée pratique pour l'exploitation.

La régulation automatique des générateurs de vapeur fonctionne d'une manière tellement stable que les caractéristiques de la vapeur restent invariables. En conséquence, le turbo-alternateur fonctionne d'une manière parfaitement stable. Les figures 25 et 26 représentent des enregistrements graphiques de la température et de la pression de la vapeur à l'entrée de la turbine.

On a étudié les régimes de fonctionnement de la centrale pour des charges différentes du turbo-alternateur. On a également fait des essais avec un régime de vapeur destiné à chauffer les bâtiments. A tous ces régimes, la centrale fait preuve d'une grande stabilité de fonctionnement.

Le personnel de la centrale est arrivé à obtenir le passage aux générateurs de vapeur et aux pompes de circulation de réserve sans avoir à abaisser la puissance du turbo-alternateur, ce qui est extrêmement important pour assurer un fonctionnement normal de la centrale.

Les travaux de réparation effectués au cours de l'année n'ont pas entraîné de grandes pertes de temps; ils ont consisté essentiellement à examiner et à réviser l'équipement, ainsi qu'à effectuer diverses réparations peu importantes.

4. Au cours du fonctionnement de la centrale, on a soigneusement étudié l'efficacité du bouclier de protection biologique tel qu'il avait été conçu. On a constaté que l'intensité du rayonnement gamma dans la salle centrale, pour la puissance maximum de la pile, n'excède pas 0,1 microroentgen/seconde, ce qui est sensiblement inférieur à la dose de tolérance. Au moment du défournement, les murs de protection de la salle assurent d'une façon complète la sécurité du personnel travaillant dans les salles voisines. Le blindage des locaux contenant les générateurs de vapeur, les pompes et les conduites du circuit primaire, élimine également toute possibilité de pénétration du rayonnement dans les salles de service. On peut même pénétrer, pendant une durée de temps limitée, dans les locaux où se trouve cet équipement (le rayonnement n'excède pas 6 microroentgens/seconde).

On n'a pas observé d'activité de l'atmosphère dans la salle principale de la centrale, ni dans les autres salles, ce qui prouve que la ventilation par aspiration s'effectue d'une manière satisfaisante.

L'activité des gaz rejetés dans la cheminée de ventilation est due essentiellement à l'activité de l'argon de l'air. Les mesures effectuées ont montré que la hauteur adoptée pour la cheminée de ventilation assure la sécurité totale de la population des environs.

L'activité de l'eau rejetée du circuit primaire est de 10^{-5} curies/litre et provient du sodium et du manganèse. Après un séjour dans des bassins de décantation et dilution par de l'eau distillée pure, l'activité de l'eau rejetée est facilement ramenée aux normes biologiques admises.

En cas de rupture d'un canal, on rend impossible la pénétration des fragments actifs de fission dans les eaux résiduaires grâce à des réservoirs intermédiaires.

L'expérience acquise au cours du fonctionnement de la centrale a montré que les systèmes avertisseurs, à signalisation locale et centrale, qui décèlent les valeurs élevées de l'activité gamma ou de l'activité de l'air, ont fonctionné sans défaillance.

Pendant toute la durée de fonctionnement de la centrale, on n'a pas noté un seul cas où le personnel ait été soumis à une irradiation excessive.

Chaque employé de la centrale porte un film de contrôle dosimétrique et il est périodiquement soumis à un examen médical. Le travail à la centrale n'a pas d'influence défavorable sur la santé du personnel.

Il convient de noter que pour préserver le personnel contre les irradiations excessives, une discipline sérieuse est indispensable ainsi que l'application très stricte des règlements régissant le travail et la sécurité.

L'expérience de toute une année de fonctionnement de l'installation permet de conclure qu'une centrale électronucléaire ayant pour source d'énergie une pile atomique semblable à celle qui vient d'être décrite, fonctionnera d'une manière sûre et stable.

COMPARAISON D'UNE CENTRALE ATOMIQUE AVEC UNE CENTRALE THERMIQUE FONCTIONNANT AU CHARBON

L'année d'exploitation de la centrale électronucléaire industrielle de 5 000 kW de puissance électrique construite par l'U.R.S.S. a fourni des données nombreuses et très utiles pour la mise sur pied et la construction de puissantes centrales atomiques et elle permet d'évaluer les caractéristiques économiques sur la base d'une expérience technique réelle.

Le prix de revient du kilowattheure électrique produit par la première centrale atomique est considérablement plus élevé que le prix de revient moyen du kilowattheure provenant des grandes centrales thermiques de l'U.R.S.S. En 1953, le coût de l'électricité produite par les centrales dépendant du Ministère des centrales électriques était de 10 kopeks le kilowattheure [15]. Cependant, le coût du kilowattheure produit par la centrale atomique est comparable au prix de revient du kilowattheure des centrales thermiques d'un type analogue, de faible puissance (1 000 à 5 000 kW).

L'étude du prix d'un kilowattheure produit par la centrale atomique montre que ce prix de revient élevé est dû, en premier lieu, aux faibles dimensions de la centrale, au prix élevé de la fabrication des cartouches de combustible, à la consommation relativement élevée en uranium-235 du fait des faibles dimensions de la pile et, également, à certaines particularités de la conception de la centrale, destinées à assurer une plus grande sécurité de fonctionnement mais auxquelles l'expérience indique que l'on pourrait renoncer.

On a étudié un autre projet de centrale atomique, d'une puissance utile de 100 000 kW, équipée de deux piles du même type que celle de la première centrale atomique, la puissance thermique de chaque pile étant de 200 000 kW.

Une étude du prix du kilowattheure d'électricité produit par une centrale atomique d'une puissance de 100 000 kW a montré que dans ce cas, compte tenu des perfectionnements attendus, le prix de revient de l'énergie est abaissé dans une proportion considérable.

L'augmentation des dimensions de la pile permettra de réduire l'enrichissement de l'uranium utilisé. Les calculs montrent que pour les deux piles de cette grande centrale, il faudra environ 20 tonnes d'uranium par année; le combustible sera de l'uranium enrichi à 2,5 pour cent en isotope 235, au lieu de l'uranium enrichi à 5 pour cent, qui est utilisé dans la première centrale atomique. La diminution de l'enrichissement abaissera considérablement la composante «combustible» du prix du kilowattheure fourni par la première centrale atomique.

On a comparé les facteurs économiques de la nouvelle centrale atomique de 100 000 kW avec ceux d'une centrale thermique moderne de même puissance, utilisant du charbon pulvérisé de qualité moyenne. On a constaté que le coût du combustible par kilowattheure d'électricité produite est plus élevé dans le cas de la centrale atomique; toutefois, ce coût reste comparable à celui du combustible utilisé pour produire 1 kilowattheure dans une centrale thermique de même puissance utilisant du charbon de qualité médiocre.

On estime que le personnel nécessaire pour assurer le fonctionnement de la pile atomique et des générateurs de vapeur sera deux ou trois fois moins nombreux que celui qui est affecté à la chaufferie et aux services auxiliaires d'une centrale à charbon de même puissance.

La consommation d'énergie pour les besoins des services auxiliaires d'une centrale atomique de ce type est également plus faible que pour une centrale à charbon.

Ces circonstances favorables améliorent les paramètres techniques et économiques de la centrale atomique et facilitent son exploitation, ce qui compense la nécessité de prévoir des installations pour le défournement et la mise en réserve des cartouches consommées et radioactives, et pour l'élimination des gaz radioactifs et des eaux résiduaires.

En comparant l'importance de l'équipement, la quantité des matériaux et les travaux d'entretien exigés par l'installation d'une centrale de 100 000 kW équipée de piles atomiques semblables à celle de la première centrale atomique, on constate que les frais de construction changent de caractère et sont en faveur de la centrale atomique.

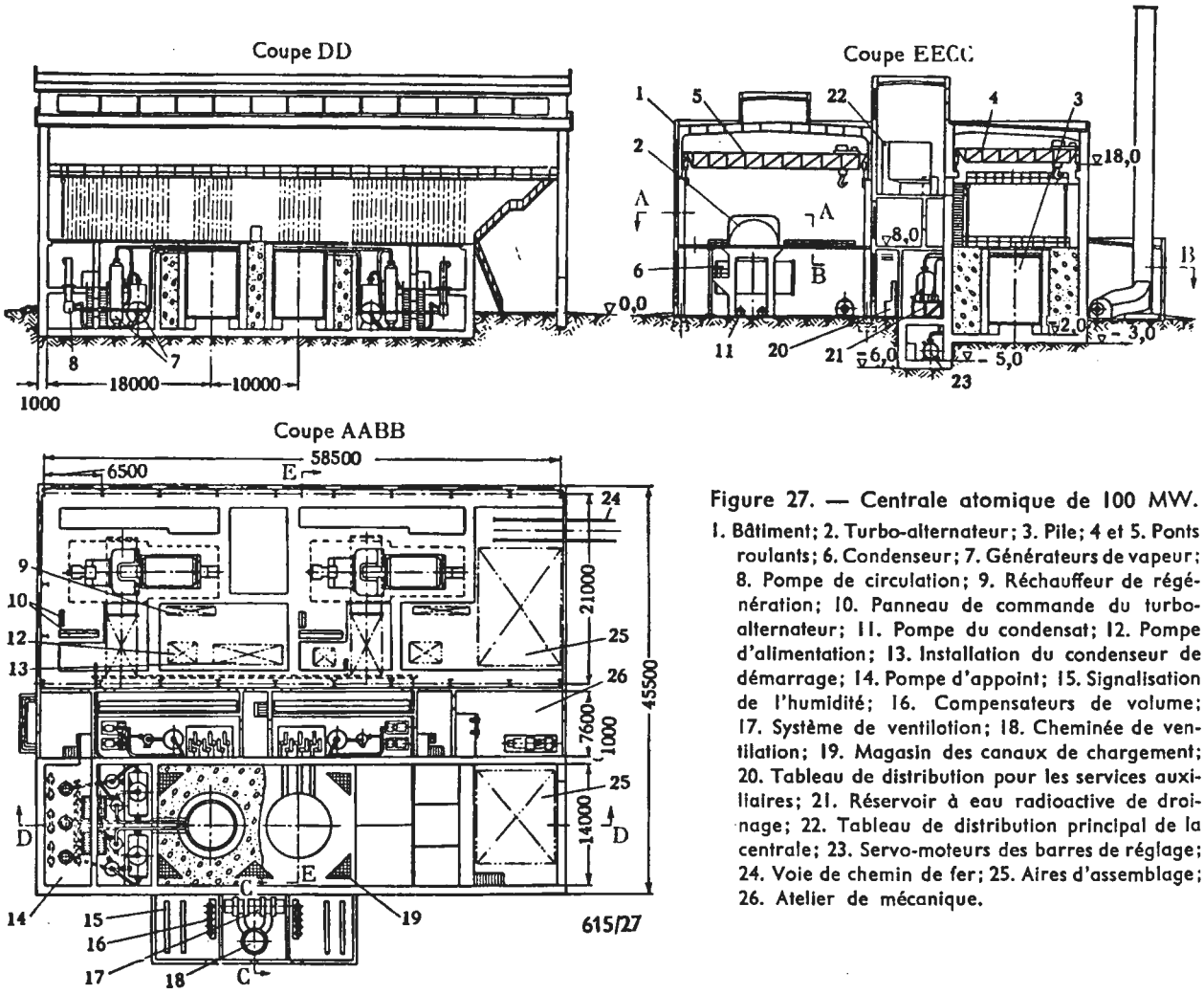


Figure 27. — Centrale atomique de 100 MW.

1. Bâtiment; 2. Turbo-alternateur; 3. Pile; 4 et 5. Ponts roulants; 6. Condenseur; 7. Générateurs de vapeur; 8. Pompe de circulation; 9. Réchauffeur de régénération; 10. Panneau de commande du turbo-alternateur; 11. Pompe du condensat; 12. Pompe d'alimentation; 13. Installation du condenseur de démarrage; 14. Pompe d'appoint; 15. Signalisation de l'humidité; 16. Compensateurs de volume; 17. Système de ventilation; 18. Cheminée de ventilation; 19. Magasin des canaux de chargement; 20. Tableau de distribution pour les services auxiliaires; 21. Réservoir à eau radioactive de droinage; 22. Tableau de distribution principal de la centrale; 23. Servo-moteurs des barres de réglage; 24. Voie de chemin de fer; 25. Aires d'assemblage; 26. Atelier de mécanique.

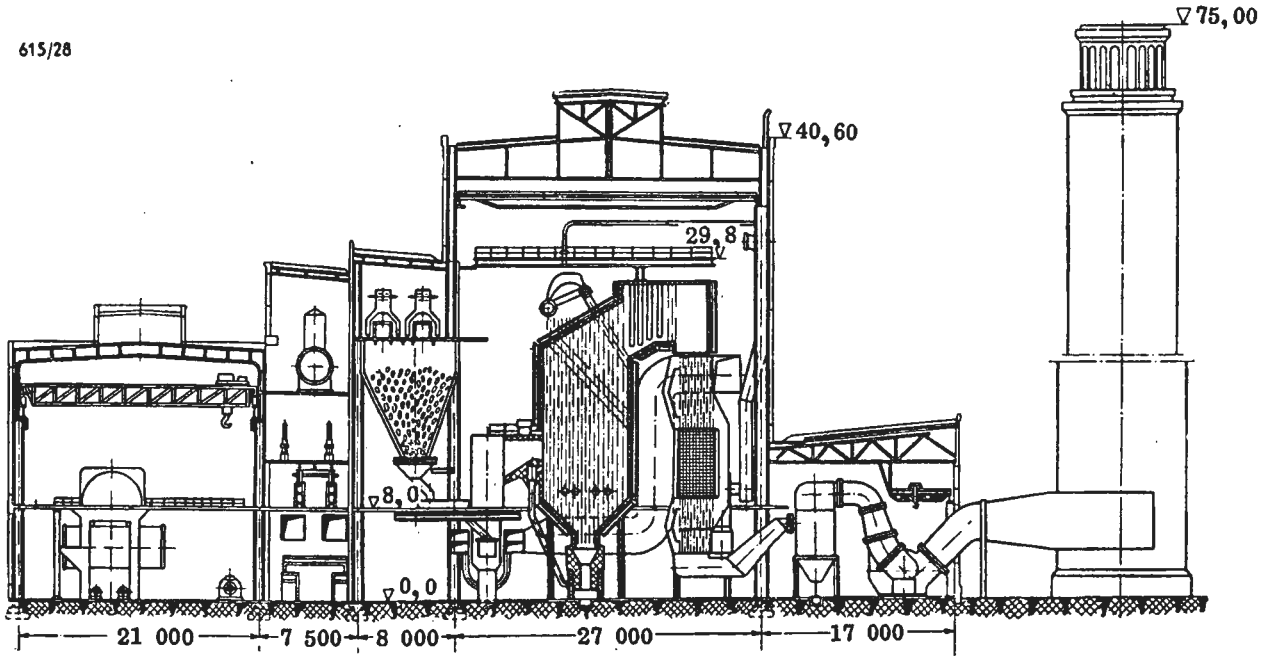


Figure 28. — Centrale thermique à charbon de 100 MW.

Tableau 2

Caractéristiques comparées d'une centrale atomique et d'une centrale à charbon de 100 000 kW chacune

Caractéristiques	Unités de mesure	Centrale à charbon	Centrale atomique
1. Poids des machines et de l'appareillage	Tonne	2 700	700
2. Poids des charpentes métalliques	Tonne	1 250	900
3. Poids des canalisations et de l'armature	Tonne	300	200
4. Poids de la maçonnerie réfractaire pour la centrale atomique (empilement de graphite)	Tonne	1 500	500
5. Poids de l'appareillage du magasin à combustible	Tonne	2 500	—
6. Poids du matériel roulant	Tonne	300	—
7. Volume des constructions en béton et en béton armé	m^3	4 000	9 000
8. Volume des bâtiments (non compris la salle des turbines et des installations électriques)	m^3	75 000	50 000
9. Surface du terrain occupé	Hectare	15	5
10. Puissance exigée pour les besoins propres de la centrale	kW	8 000	5 000

Le tableau 2 présente des données comparatives (poids des machines, de l'appareillage et des charpentes métalliques, volume des travaux de béton armé, etc.) concernant l'un des types de centrale atomique de 100 000 kW et une centrale thermique à charbon de même puissance. Les données relatives aux turbines et à l'équipement électrotechnique ne figurent pas dans le tableau, car elles sont identiques pour les deux types de centrales.

D'après ce tableau, on voit que les dépenses de construction d'une centrale atomique sont inférieures à beaucoup d'égards à celles d'une centrale à charbon; en effet, il n'y a pas besoin, dans le premier cas, des grands entrepôts pour le combustible, ni des systèmes de distribution de combustible, des broyeurs à charbon, des installations pour l'enlèvement des cendres et autres dispositifs encombrants qui sont associés aux centrales à charbon.

Les figures 27 et 28 représentent une centrale électronucléaire et une centrale électrique à charbon de 100 000 kW chacune.

La centrale à charbon est équipée de deux chaudières à vapeur produisant chacune 200 à 240 tonnes de vapeur par heure, et de deux turbines à vapeur du type à condenseur, de 50 000 kW chacune, prévues pour une pression de vapeur de 30 à 35 atmosphères. Les générateurs de vapeur de la centrale atomique ont été calculés pour ces mêmes caractéristiques de la vapeur.

Une comparaison des dimensions de ces deux centrales montre que les bâtiments de la centrale atomique sont plus concentrés.

En comparant les caractéristiques possibles d'une centrale atomique et d'une centrale à charbon de 100 000 kW chacune, on peut évaluer les possibilités futures des centrales nucléaires analogues à la première centrale atomique construite en U.R.S.S. Le système d'extraction de chaleur des piles atomiques au moyen de l'eau sous pression apparaît comme un procédé technique satisfaisant et susceptible de recevoir de larges applications dans la construction des centrales atomiques.

Les dépenses d'agrandissement et les frais d'exploitation d'une centrale atomique pourront varier considérablement suivant les conditions locales, par exemple : coût de l'énergie électrique dans une région donnée, importance des travaux à prévoir pour l'extraction et l'enrichissement de l'uranium.

Le prix de revient global du kilowattheure d'électricité produit dans une des centrales atomiques puissantes et perfectionnées, de types divers, ne dépassera pas de beaucoup le prix de revient de l'électricité produite par une centrale thermique moderne à charbon.

Dès maintenant, une centrale atomique est plus économique qu'une centrale thermique à charbon, si celle-ci est éloignée des mines ou si elle est alimentée avec du combustible de qualité médiocre. Des perspectives nouvelles sont ainsi ouvertes à l'utilisation des centrales atomiques pour répondre aux besoins croissants en énergie électrique aussi bien de l'industrie que de l'agriculture. Une centrale atomique peut également servir au chauffage urbain.

On établit actuellement, en U.R.S.S., des projets de centrales atomiques pour des puissances allant de 50 000 à 100 000 kW et davantage, et selon différents types, y compris le type examiné ci-dessus. L'étude économique de ces centrales montre qu'il est possible d'obtenir un prix de revient du kilowattheure électrique compris entre 10 et 20 kopeks.

PERSPECTIVES DU DÉVELOPPEMENT DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE

A l'heure actuelle déjà, on rencontre des conditions qui rendent avantageuse la construction de centrales atomiques dans les lieux éloignés de toute

autre source d'énergie, non seulement dans un pays aussi vaste et de développement aussi rapide que l'U.R.S.S., mais également dans de nombreux autres pays, grands et petits.

Toutefois, il ne faut pas croire que les centrales futures doivent être construites exclusivement sur le modèle de la première centrale atomique de l'U.R.S.S. Cette première centrale a été construite en se servant des méthodes et des matériaux les mieux éprouvés et l'on a vu que des résultats intéressants du point de vue économique peuvent être ainsi obtenus. Mais, à l'heure actuelle, nous n'en sommes qu'aux premières étapes du développement de l'énergie atomique et il s'ouvre de nombreuses voies pour la réalisation de centrales atomiques alimentées par des piles de types divers.

Du point de vue physique, il convient de classer les divers systèmes possibles de piles en premier lieu d'après le spectre d'énergie des neutrons qui provoquent la fission de l'uranium ou des autres matières fissiles. De ce point de vue, on peut classer les piles en piles à neutrons thermiques, intermédiaires ou rapides. Les piles à neutrons thermiques et intermédiaires comportent obligatoirement un ralentisseur de neutrons. D'où un nouveau critère pour le classement, savoir la matière utilisée comme ralentisseur. La matière fissile peut être répartie dans le ralentisseur, soit uniformément, soit en blocs. On distingue ainsi les piles homogènes et les piles hétérogènes.

Les piles peuvent encore être caractérisées par la nature de leur réfrigérant et, finalement, par certaines particularités de leur construction.

C'est pourquoi nous étudierons, en les comparant, les caractéristiques de plusieurs piles susceptibles d'être utilisées comme source de chaleur dans les centrales atomiques.

Nous étudierons tout d'abord les piles hétérogènes à neutrons thermiques avec ralentisseur en graphite.

1. Refroidissement par eau

Si l'on évacue la chaleur de la pile par une circulation d'eau sous pression, ainsi que cela se fait dans la pile de la centrale atomique que nous avons décrite, la température peu élevée de l'agent de transfert de chaleur ne permet pas d'obtenir des caractéristiques élevées pour la vapeur utilisée dans le groupe turbo-alternateur, ce qui est un grave inconvénient des piles de ce type.

Ainsi, par exemple, pour obtenir de la vapeur à une température de 375 °C, la pression dans le circuit primaire doit être supérieure à 225 atmosphères. Pour obtenir ce résultat, il faudrait introduire dans la pile une quantité importante de matériaux de structure, principalement de l'acier, ce qui obligerait à accroître fortement l'enrichissement en uranium-235 et, par suite, augmenterait les dépenses en combustible nucléaire; or cette augmentation ne serait pas compensée par une amélioration du rendement thermique de la centrale. Néanmoins, la construction de centrales atomiques équipées de piles de ce type est tout à fait rentable, ainsi que nous l'avons montré plus haut.

2. Refroidissement par gaz

Ce mode de refroidissement présente un avantage sur le refroidissement par eau du fait qu'il n'y a pas d'interdépendance entre la température et la pression de l'agent de transfert de chaleur. Ce mode de refroidissement peut être utilisé à des températures plus élevées. Toutefois, le gaz ne peut rivaliser avec l'eau en ce qui concerne la capacité calorifique et, pour assurer une bonne extraction de chaleur, il est indispensable de prévoir des souffllantes de forte puissance.

Les systèmes à refroidissement par gaz peuvent se révéler pratiques dans certains cas. C'est pour cette raison que les physiciens et les ingénieurs anglais ont opté pour la construction, dans l'avenir immédiat, de piles génératrices ralenties au graphite et refroidies au gaz. Ce choix permet d'utiliser les résultats d'une expérience déjà acquise en Angleterre dans la construction de piles et de résoudre ainsi les problèmes pratiques liés à la création à bref délai d'un équipement électronucléaire de grande puissance. L'orientation des travaux sur l'équipement atomique en France s'explique probablement par des considérations analogues.

3. Refroidissement par métaux liquides

Ce procédé réunit les avantages du refroidissement par gaz et du refroidissement par eau. Le point d'ébullition élevé des métaux fondus permet d'éviter les pressions élevées dans le circuit primaire, tandis que leur capacité calorifique, beaucoup plus élevée que celle des gaz, permet d'éviter un débit trop élevé au passage dans la pile de l'agent de transfert de chaleur. Le meilleur agent de ce type est le sodium.

La différence fondamentale entre le sodium et l'eau, du point de vue de leur influence sur la réaction en chaîne, réside en ce que l'eau est un bien meilleur ralentisseur. Par suite, dans une pile où l'on a prévu un refroidissement par eau, on peut remplacer l'eau par le sodium dans le cas où le rapport des volumes d'eau et de graphite est tel que l'eau n'intervient pratiquement pas dans le ralentissement des neutrons, mais agit comme absorbeur. Dans ce cas, il devient possible, tout en maintenant une pression faible (5 à 10 atmosphères) de l'agent de transfert de chaleur, d'accroître considérablement la température dans le circuit primaire et d'élever ainsi les caractéristiques de la vapeur. Il serait ainsi tout à fait possible d'atteindre un rendement supérieur à 30 pour cent. Si la pile est de grandes dimensions, on peut utiliser de l'uranium faiblement enrichi (à moins de 1 pour cent), et si l'on utilise du zirconium ou de l'acier très mince pour le gainage des blocs d'uranium, le

fonctionnement devient possible même avec de l'uranium naturel. Ainsi, les piles à graphite et à sodium apparaissent comme des piles d'avenir, qui seront vraisemblablement économiques en tant que piles productrices d'énergie.

Le refroidissement par le sodium présente un inconvénient du fait de l'activité élevée de ce corps, dont la décroissance est relativement lente (la période est de 14 heures), ce qui rend le circuit de sodium peu accessible. Le dispositif d'échange de chaleur devient en même temps plus compliqué par suite de la nécessité de réchauffer le sodium et de prendre de nombreuses mesures préventives pour éviter le contact de l'eau avec le sodium.

Des travaux sur les piles à refroidissement par métaux liquides sont actuellement conduits dans de nombreux pays, dont l'U.R.S.S.

4. Piles utilisant l'eau comme ralentisseur et comme réfrigérant

Un autre type de génératrice nucléaire utilise l'eau ordinaire, à la fois comme ralentisseur et comme agent de transfert de chaleur. En tant que ralentisseur, l'eau présente une série de particularités : la longueur de ralentissement et la longueur de diffusion y sont exceptionnellement faibles (égales respectivement à 5,7 cm et 2,8 cm). La particularité la plus intéressante de l'eau se manifeste dans la variation de la section efficace de diffusion des neutrons en fonction de l'énergie : cette section efficace est petite pour des énergies élevées et grande pour des énergies faibles. Si les blocs d'uranium sont disposés en un réseau serré, une partie des neutrons s'échappera vers les blocs d'uranium voisins et provoquera des fissions supplémentaires d'uranium-238, fissions qui ne sont possibles qu'avec des neutrons rapides. En conséquence, le facteur de multiplication croît, ce qui permet d'admettre une certaine augmentation de l'absorption par résonance des neutrons en cours de ralentissement. Des études théoriques et expérimentales effectuées en U.R.S.S. montrent qu'on peut obtenir, pour certains types de réseaux, une multiplication par neutrons rapides atteignant 15 pour cent.

L'augmentation de l'absorption par résonance provoque une accumulation de plutonium, plus forte dans cette pile que dans une pile à neutrons thermiques fonctionnant avec un ralentisseur différent. C'est la particularité la plus importante des piles de ce type [16].

La durée de fonctionnement entre chargements successifs, ou « campagne » d'une telle pile peut être fixée par son mode de construction. Les calculs de physique ont montré que cette durée peut être très longue. Seule l'expérience pourra répondre à la question de savoir si les cartouches sont capables de résister à une longue irradiation sans subir de graves dommages. Si de longues durées de fonctionnement sont réalisables, une pile de ce type constituera une source d'énergie atomique très économique.

Pour cette raison, on procède actuellement en U.R.S.S. aux diverses études indispensables pour la construction des piles où l'eau joue le rôle de ralentisseur et de réfrigérant. Les chercheurs américains accordent également une grande attention à ce type de pile, certainement pour les mêmes raisons. Il est intéressant de mentionner que le développement des techniques atomiques suit des voies analogues aux États-Unis d'Amérique et dans l'Union soviétique. Les grands espaces et la diversité des régions économiques qui caractérisent les deux pays exigent une étude aussi complète que possible des divers types de centrales atomiques que l'état actuel des connaissances scientifiques et techniques de nos deux pays permet de réaliser.

Notons en conclusion que l'inconvénient de ces piles réside, d'une part, dans la difficulté de compenser l'effet de température et les autres effets, avec des barres de faible capacité d'absorption des neutrons et, d'autre part, dans les faibles longueurs de diffusion et de ralentissement qui caractérisent l'eau. Il convient d'accorder une attention particulière à l'action du rayonnement de la pile sur les matériaux qui constituent l'enveloppe de la pile et doivent supporter la pression élevée de l'eau.

5. Pile à eau lourde

La qualité d'une pile à neutrons thermiques peut être également améliorée en diminuant l'absorption des neutrons dans le ralentisseur. Or, l'eau lourde est un ralentisseur où l'absorption des neutrons est exceptionnellement faible et qui répond par conséquent à cette exigence [17]. Une pile de ce type pourrait fonctionner avec de l'uranium naturel — ce qui représente un avantage considérable — si l'on parvenait à effectuer l'extraction de la chaleur sans avoir à utiliser des matériaux de construction absorbant fortement les neutrons et si, en outre, on pouvait choisir un agent de transfert de chaleur faiblement absorbant. Il en résulte que les piles utilisant un gaz comme réfrigérant et l'eau lourde comme ralentisseur sont incontestablement intéressantes du point de vue du bilan des neutrons. Toutefois, les progrès des techniques de production d'énergie à partir de ces piles sont liés à la possibilité d'utiliser de grandes quantités d'eau lourde qui est coûteuse, et des circuits compliqués de soufflantes; tels sont les inconvénients des piles de ce type.

6. Piles homogènes

Les piles étudiées ci-dessus sont des piles hétérogènes. L'uranium y est réparti sous forme de blocs, formant un réseau pouvant prendre des formes diverses. Dans ces piles, la capture par résonance est faible. On peut choisir une autre voie et envisager la répartition uniforme de l'uranium dans le ralentisseur, à l'état de solution ou de sus-

pension. Dans une telle pile, la capture par résonance sera importante, mais la diminution du facteur de multiplication qui en résulte peut être compensée car, dans ce cas, on peut extraire du milieu actif le xénon qui empoisonne à la longue toute pile à neutrons thermiques. Dans le cas contraire, il serait indispensable d'augmenter considérablement l'enrichissement en uranium-235. Une telle pile ne comporte pas de cartouches de combustible, qui posent toujours certains problèmes; la préparation chimique de la matière fissile est également simplifiée.

L'un des mémoires [18] présentés par la délégation de l'Union soviétique à la présente Conférence est consacré au projet d'une pile-chaudière homogène. Les études effectuées dans notre pays ont abouti à un résultat extrêmement important en démontrant que l'on pouvait obtenir une élimination très poussée de la radioactivité de la vapeur de la pile-chaudière. Bien qu'il reste à résoudre de nombreuses questions relatives à la mise au point des piles-chaudières homogènes, on est en droit de penser que ces difficultés peuvent être entièrement surmontées.

Les piles décrites ci-dessus présentent l'inconvénient de tirer presque exclusivement leur énergie de la combustion de l'uranium-235, qui est 140 fois moins répandu dans la nature que l'uranium-238.

Dans les piles à neutrons thermiques, l'uranium-238 n'est utilisé que partiellement par le processus de sa transmutation, par capture radiative suivie de désintégration radioactive, en plutonium-239, qui, de même que l'uranium-235, subit la fission sous l'action des neutrons thermiques. Selon toutes les estimations et d'après les données expérimentales, la valeur du coefficient de régénération du plutonium à partir de l'uranium-238, c'est-à-dire le nombre d'atomes de plutonium qui se forment pour un atome d'uranium-235 subissant la fission, ne dépasse pas l'unité dans les piles à neutrons thermiques. Par conséquent, il est douteux que le problème de l'utilisation intégrale des réserves naturelles de matières fissiles puisse être résolu uniquement par la construction de piles à neutrons thermiques.

L'un des isotopes fissiles de l'uranium, l'uranium-233, ne se rencontre pas dans l'uranium naturel. On peut l'obtenir artificiellement par le processus de la capture des neutrons par le thorium-232. En utilisant cet isotope, il est possible de réaliser une pile à neutrons thermiques capable de produire de l'uranium-233 à partir du thorium, avec un coefficient de régénération supérieur à l'unité (1,1). Il en résulte qu'une telle pile sera capable de produire non seulement de l'énergie, mais également un isotope fissile, l'uranium-233, à partir du thorium. Il est indispensable que les pertes au cours du traitement chimique du thorium soient nettement inférieures à 10 pour cent. Une des variantes de la pile-chaudière homogène, citée plus haut, est fondée sur ce procédé. Il est donc possible d'utiliser le thorium comme matière première d'un combustible nucléaire. Pratiquement, le thorium est assez largement répandu dans la nature pour qu'un tel « emploi du thorium » apparaisse comme une perspective intéressante pour l'utilisation de l'énergie atomique.

Il est très probable que les pays possédant des réserves importantes de thorium trouveront avantageux de développer surtout l'utilisation des piles homogènes à eau lourde donnant une large régénération d'uranium-233. Ainsi que le montre l'un des mémoires présentés par les savants canadiens, les utilisations diverses du combustible nucléaire devraient permettre de réaliser à l'avenir des économies considérables dans l'emploi des réserves naturelles de matières fissiles. Il faut remarquer que l'uranium-233 convient très bien, en tant que matière fissile, aux piles à neutrons intermédiaires. Toutefois, nous ne nous étendrons pas davantage sur ce type de piles, car, de par leurs caractéristiques physiques, elles sont intermédiaires entre les piles à neutrons thermiques et les piles à neutrons rapides et ne possèdent donc pas des caractéristiques aussi marquées que celles des types extrêmes. Leur particularité essentielle consiste en ce qu'elles peuvent être de dimensions moyennes, ce qui peut être intéressant dans certains cas.

7. Piles à neutrons rapides

La pile à neutrons rapides ne comporte pas de ralentisseur. La matière fissile (uranium-235 ou plutonium) est diluée jusqu'à un certain degré par l'agent de transfert de chaleur, qui doit assurer l'évacuation de cette dernière. Le cœur d'une telle pile peut avoir un volume très faible, car seule la nécessité d'évacuer la chaleur oblige à accroître ses dimensions.

L'agent de transfert de chaleur doit, autant que possible, ne ralentir que faiblement les neutrons. Dans ce type de pile, on pourra donc manifestement utiliser des métaux liquides en tant qu'agents de transfert de chaleur. Le réflecteur de la pile doit également être constitué de matériaux ne ralentissant pas les neutrons. Les piles à neutrons rapides possèdent une série de particularités physiques qui les différencient radicalement des piles à neutrons thermiques.

Premièrement, la fission de l'uranium-238, isotope prédominant, est possible avec les neutrons rapides (le seuil de fission est de 1 MeV). Il y aura un processus concurrent, du fait de la diffusion inélastique dans l'uranium et dans les divers matériaux de construction. La diffusion inélastique adoucit le spectre des neutrons et amène ceux-ci dans un domaine situé au-dessous du seuil de fission. Il est donc souhaitable de réduire son rôle dans la réaction en chaîne.

Deuxièmement, quand l'énergie des neutrons augmente, les sections efficaces de capture sans

régénération dans la matière diminuent plus rapidement que la section efficace de fission de l'uranium-235 et du plutonium. Il en résulte que, dans le cas des neutrons rapides, le rapport entre la fission et la capture sans régénération varie en faveur de la fission. Cette circonstance, ainsi que la réduction du rôle joué par les phénomènes d'« empoisonnement » caractéristiques des systèmes à neutrons thermiques, permettent d'utiliser une part considérable des neutrons de fission dans leur absorption par l'uranium-238, avec transmutation ultérieure de ce dernier en plutonium fissile. Une telle transformation peut être réalisée aussi bien dans le cœur de la pile que dans le réflecteur, qu'il est normal de constituer en uranium naturel ou même en uranium appauvri.

Au début de nos travaux, les données expérimentales manquaient et nos estimations nous avaient conduits à des coefficients de régénération de l'ordre de 1,3 à 1,4. Or, la réalité a dépassé nos prévisions. A la suite des essais effectués pendant deux ans sur une pile expérimentale à plutonium et des mesures obtenues par d'autres méthodes, on peut compter que le facteur de régénération du système plutonium-uranium atteindra la valeur 2 et, en tenant compte de la totalité des pertes, qu'il ne sera pas inférieur à 1,5. Ainsi que l'ont montré nos essais, ν est égal à 2,72 pour le spectre le plus dur qui ait été mesuré; pour des neutrons d'une énergie de 250 keV, ν est égal à 2,9, et pour des neutrons d'une énergie de 250 keV, ν est égal à 2,6. Des mesures sur la contribution de la fission de l'uranium-238 au facteur de régénération ont montré qu'elle est de 0,5 environ.

Les résultats des travaux effectués au Argonne Laboratory sur la pile EBR 1, qui ont été exposés à la présente Conférence, de même que ceux des travaux effectués à Harwell, sont en accord avec nos résultats.

Les données obtenues en U.R.S.S. montrent que ces piles peuvent présenter un très grand intérêt, malgré la nécessité d'y charger de grandes quantités de matière active, particulièrement si l'on tient compte du fait que les piles à neutrons thermiques productrices d'énergie actuellement en projet ou en cours de construction, pourront fournir dans l'avenir les quantités nécessaires de plutonium.

L'élaboration des projets de piles à neutrons rapides pose des problèmes technologiques nouveaux et ardus. Ceux-ci portent, par exemple, sur le comportement des matériaux de construction et des matières fissiles dans des flux de l'ordre de 10^{16} neutrons/cm^2/s ou dans des flux dont l'intégrale étendue à la période de fonctionnement est de l'ordre de 10^{23} neutrons/cm^2, ce qui signifie que, pendant cette période de fonctionnement, presque tous les atomes des matériaux de construction seront délogés de leurs places.

L'expérience actuellement acquise ne porte que sur des flux intégrés des milliers de fois plus faibles et, par conséquent, il est difficile de se fonder sur les résultats déjà obtenus pour prévoir le comportement des matériaux dans les piles à neutrons rapides. Le taux de combustion des matières fissiles dépassera également d'une manière considérable les limites actuellement réalisables.

Nous estimons que quelques parties pour cent de la charge totale d'uranium seront transformées en fragments de fission. A l'heure actuelle, il est encore difficile de prévoir l'influence que cela peut avoir sur la conductibilité thermique, sur le volume et sur la forme et, par conséquent, sur la capacité de travail des cartouches de combustible. Il se pose enfin un problème compliqué : celui de l'extraction d'une puissance très élevée du faible volume du cœur.

Il s'avère techniquement possible de réaliser des cartouches de combustible pouvant travailler pendant un an ou plus avec des gradients de température élevés et des flux de neutrons considérables, et s'il est possible également d'éviter des pertes importantes pendant le traitement chimique, non seulement ces piles fourniront de l'énergie, mais aussi elles transformeront l'uranium-238 en plutonium, matière aisément fissile.

Ainsi, les piles à neutrons rapides donnent la possibilité d'utiliser entièrement l'uranium des réserves naturelles et non pas seulement son isotope, l'uranium-235.

Les conditions économiques particulières aux différents pays exigent que chacun de ceux-ci recherche de façon originale la solution des problèmes qui se posent à lui.

A l'heure actuelle, il est très difficile de prévoir quelle voie se montrera la plus avantageuse à une époque donnée et dans des conditions déterminées; il est donc indispensable de mener les recherches sur un large front. L'ampleur des travaux associés au développement de l'énergie atomique est tellement grande que chaque pays a un intérêt vital à connaître des expériences et des réalisations des autres pays.

La collaboration internationale sera donc particulièrement précieuse dans le domaine de l'énergie atomique, et elle contribuera à développer cette branche nouvelle et passionnante de l'activité humaine.

BIBLIOGRAPHIE

1. Foursov V. S., *Travaux de l'Académie des sciences de l'U.R.S.S. sur les piles à uranium et à graphite.* Mémoire présenté à la session de l'Académie des sciences de l'U.R.S.S., 1955.
2. Feinberg S. M., *Méthodes hétérogènes de calcul des piles. Examen d'ensemble des résultats et comparaison avec les valeurs expérimentales.* Voir mémoire P/669, Actes de la présente Conférence, vol. V, séance 23 A.
3. Kroujiline G. N., *Pile pour les recherches de physique et de technologie.* Voir mémoire P/620, Actes de la présente Conférence, vol. II, séance 10 A.1.
4. Klimenkov V. I., Alexeenko Y. N., *Variation des propriétés du graphite soumis à une irradiation par des neutrons.* Mémoire présenté à la session de l'Académie des sciences de l'U.R.S.S., 1955.
5. Konobeevsky S. T., Pravdiouk N. F., Koutaïtsev V. I., *Influence de l'irradiation sur la structure et les propriétés des matières fissiles.* Voir mémoire P/681, Actes de la présente Conférence, vol. VII, séance 11 B.
6. Konobeevsky S. T., Pravdiouk N. F., Koutaïtsev V. I., *Influence de l'irradiation sur la structure et les propriétés des matériaux de construction.* Voir mémoire P/680, Actes de la présente Conférence, vol. VII, séance 11 B.
7. Pravdiouk N. F., *Laboratoire de haute activité pour la recherche sur les métaux.* Voir mémoire P/673, Actes de la présente Conférence, vol. VII, séance 8 B.2.
8. Zaretsky D. F., *Conditions aux limites effectives pour les corps « gris ».* Voir mémoire P/667, Actes de la présente Conférence, vol. V, séance 23 A.
9. Galanine A. D., *Utilisation de la méthode des conditions aux limites effectives pour le calcul des dimensions critiques d'une pile.* Voir mémoire P/664, Actes de la présente Conférence, vol. V, séance 23 A.
10. Martchouk G. I., Intervention au cours d'une discussion à la session de l'Académie des sciences de l'U.R.S.S., 1955.
11. Gourévitch I. I. et Pomerantchouk I. I., *Théorie de l'absorption par résonance dans les systèmes hétérogènes.* Voir mémoire P/649, Actes de la présente Conférence, vol. V, séance 23 A.
12. Ieguiazarov N. B., Dikarev V. S. et Madeev V. G., *Mesure de l'absorption par résonance des neutrons dans les réseaux à uranium et à graphite.* Mémoire présenté à la session de l'Académie des sciences de l'U.R.S.S., 1955.
13. Bourgov N. A., *Absorption par résonance des neutrons dans les systèmes hétérogènes.* Mémoire présenté à la session de l'Académie des sciences de l'U.R.S.S., 1955.
14. Doline P. I. et Erchler B. V., *Radiolyse de l'eau en présence de H_2 et O_2 sous l'influence du rayonnement de la pile, des produits de fission et des rayons X.* Voir mémoire P/679, Actes de la présente Conférence, vol. VII, séance 12 B.
15. Pervoukhine M. G., Allocution prononcée à la première session du Soviet suprême de l'U.R.S.S., IVe réunion, 24 avril 1954. 1954, Moscou, Gospolitizdat.
16. Feinberg S. M., *Certains problèmes relatifs à la théorie du réseau à uranium et à eau.* Mémoire présenté à la session de l'Académie des sciences de l'U.R.S.S., 1955.
17. Alikhanov A. I., Vladimirsky V. V., Nikitine S. I., Galanine A. D., Bourgov N. A., Gavrilov S. A., *Pile expérimentale à eau lourde.* Voir mémoire P/623, Actes de la présente Conférence, vol. II, séance 9 A.
18. Alikhanov A. I., Zavoïsky V. K., Serdiouk R. L., Erchler B. V. et Souvorov L. T., *Génératrice nucléaire homogène à ébullition.* Voir dans le présent volume le mémoire P/624, séance 12 A.

Construction et fonctionnement d'un prototype de génératrice nucléaire à eau bouillante

par J. R. Dietrich*, H. V. Lichtenberger* et W. H. Zinn*

La mise au point d'une pile atomique dans laquelle la vapeur est produite directement à l'intérieur de la cuve a conduit à des études théoriques et expérimentales sur le phénomène d'ébullition, et à quelques expériences avec différentes piles expérimentales. Afin de mieux connaître les conditions de fonctionnement d'une centrale électronucléaire, l'Argonne National Laboratory a construit à la National Reactor Testing Station, un engin expérimental constitué par une pile dont la puissance thermique est d'environ 15 000 kW et par les appareils correspondants de commande et de réglage permettant un fonctionnement continu. La vapeur produite par la pile est, soit évacuée dans l'atmosphère, soit amenée à un groupe turbo-alternateur de 3 500 kW de puissance électrique.

Les problèmes liés à la durée et à la fabrication des cartouches actives ayant été convenablement étudiés dans d'autres mémoires, nous ne nous sommes attachés ici qu'à ce qui concerne la simplification maximum de la construction des cartouches. C'est là un point important, car les problèmes étudiés grâce à ce montage expérimental nécessitent pour la plupart un changement des dimensions des cartouches. Il est dont important, pour le fonctionnement de cet appareil, de pouvoir disposer de cartouches actives de fabrication rapide et peu coûteuse, et que l'on puisse rénover.

C'est l'aluminium qui a été employé pour fabriquer les cartouches actives. Des expériences de corrosion faites par Draley [1] ** et ses collaborateurs ont prouvé que l'aluminium avait une durée assez longue pour que, dans une pile, on puisse l'utiliser à des températures dépassant largement 200 °C. On a fixé a 300 livres par pouce carré (21 kg/cm²) la pression de fonctionnement de cette pile expérimentale à ébullition, ce qui conduit à une température de 215 °C pour la surface de la cartouche active. Il serait souhaitable de savoir ce qui se passe à des pressions plus élevées. La pression choisie pour ce montage expérimental résulte d'un compromis destiné à permettre une construction assez facile et peu coûteuse.

L'uranium utilisé était enrichi en uranium-235 à environ 90 pour cent, et était incorporé aux plaques qui constituent les surfaces chauffantes.

Les paramètres fondamentaux dont on dispose dans un projet de pile à ébullition utilisant du combustible enrichi sont les suivants : 1) quantité d'uranium-235 par unité de volume du milieu réagissant; 2) rapport des quantités d'eau contenue dans le cœur et de métal formant les cartouches actives; 3) écartement des plaques. Les valeurs choisies pour ces quantités déterminent le laplacien géométrique de la pile, par l'intermédiaire de l'équation critique. La forme et la dimension de la pile doivent être choisies pour s'accorder avec ce laplacien géométrique.

CARTOUCHES ACTIVES

Quand on étudie une cartouche active pour une pile à ébullition à combustible enrichi, il faut non seulement connaître la quantité d'uranium-235 nécessaire pour atteindre la criticalité, mais il faut que soient spécifiées les dimensions physiques du cœur de la pile. Dans une telle pile, la fuite des neutrons à l'extérieur du cœur est le mécanisme qui relie la diminution de réactivité et l'importance du vide qui résulte de la formation de bulles de vapeur dans le cœur. Il en résulte que les dimensions physiques du cœur constituent un élément important dans un tel projet. Pour déterminer les dimensions des cartouches actives de la pile expérimentale, on a pris en considération les points suivants :

1. On s'impose la condition que le « coefficient cavitaire » ne soit jamais positif, même dans le cas où le ralentisseur serait refroidi au-dessous de la température ambiante. Le coefficient cavitaire est défini comme le rapport entre la variation relative de la réactivité et le pourcentage du volume d'eau occupé par la vapeur.

2. La surface d'un plan diamétral de la cuve de la pile est arbitrairement divisée en deux parties. L'aire centrale, occupée par les cartouches actives et qui correspond au cœur, est choisie aussi grande

---

Original : anglais.

* Argonne National Laboratory. Sur la base de travaux de S. A. Bernsen, R. A. Cameron, J. J. Dickson, R. O. Haroldsen, J. M. Harrer, W. C. Lipinsky, F. D. McGinnis, M. Novick, R. L. Ramp, O. A. Schulze, J. A. Thie, G. K. Whitam, tous de l'Argonne National Laboratory, et de C. B. Zitek, Commonwealth Edison Company.

** Les chiffres entre crochets renvoient à la bibliographie qui figure à la fin du mémoire.

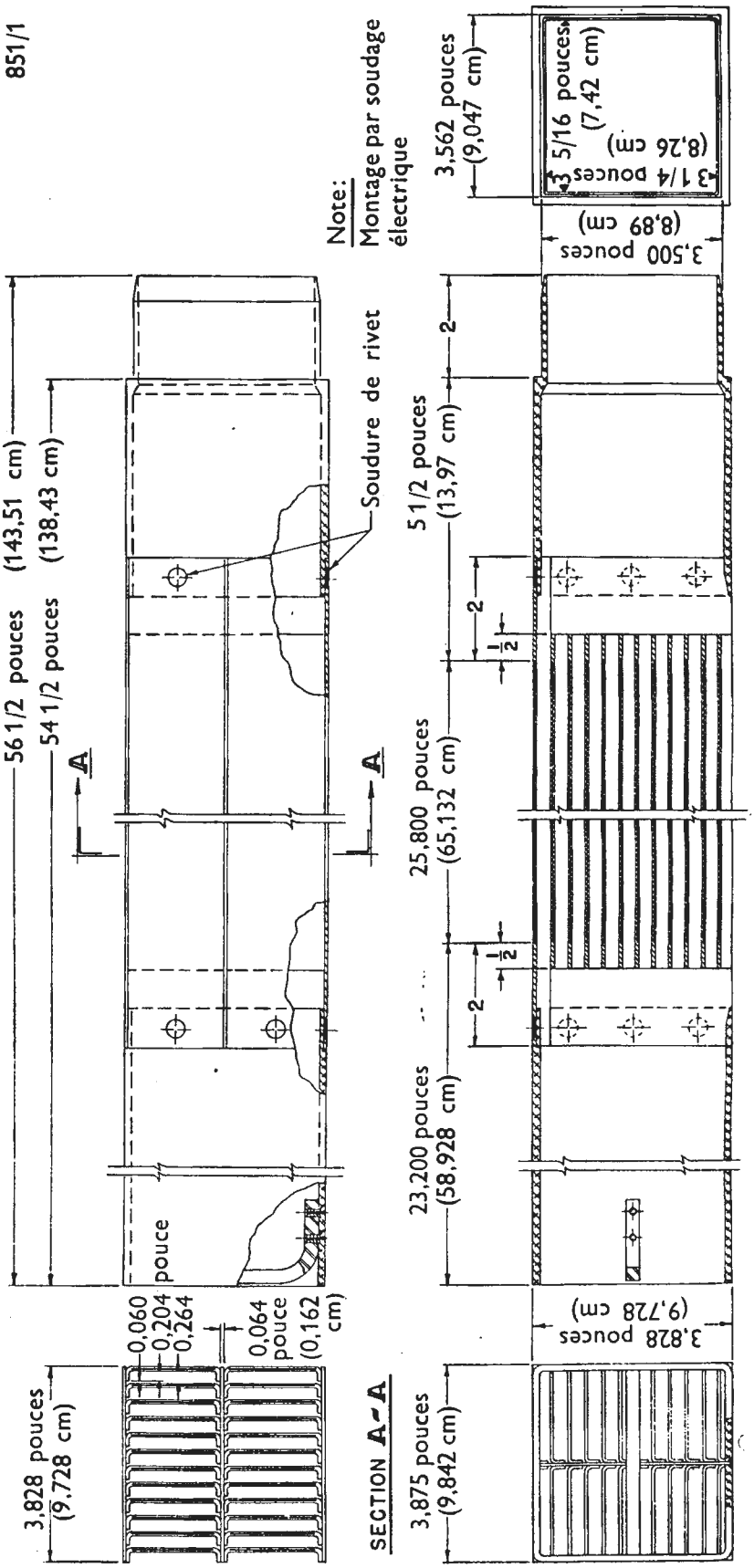


Figure I. — Cartouche de plaques de combustible.

N. B. — La disposition de cette figure n'a pas permis d'indiquer les équivalences de toutes les mesures en unités métriques.

que possible; la couronne restante est choisie juste assez grande pour permettre le courant de retour de l'eau. Cette division arbitraire de l'aire d'une section droite de la cuve n'est nécessaire que lorsque la circulation naturelle est utilisée. Naturellement, l'espace annulaire rempli d'eau sert aussi de réflecteur à neutrons pour le cœur.

3. Le diamètre du cœur étant fixé, on se sert pour déterminer sa hauteur de la condition selon laquelle, à la température ambiante, le coefficient cavitaire doit être presque nul. Un cœur trop allongé ne donne pas une fuite de neutrons suffisante pour conduire à un coefficient cavitaire négatif; un cœur trop aplati donnerait un coefficient trop grand aux températures élevées.

4. C'est par la considération de l'écoulement d'un mélange d'eau et de vapeur par des canaux dont la hauteur est voisine de celle qui a été indiquée ci-dessus que l'on peut préciser l'écartement des plaques. Cet écartement étant déterminé, la concentration d'uranium dans les plaques découle directement de la dimension critique de la pile (masse de l'uranium-235).

Nous donnons, dans ce qui suit, une description d'une cartouche type. Au cours des expériences effectuées avec le montage expérimental, on a fait varier l'écartement des plaques et leur longueur. Chaque plaque se compose d'une partie centrale en alliage uranium-aluminium, revêtue d'aluminium sur les deux faces. La figure 1 donne les dimensions des plaques et indique la manière selon laquelle 24 d'entre elles sont assemblées en une cartouche ayant la forme d'une boîte. La formation de vapeur dans les cellules exerçant une force considérable sur les plaques, il faut donner à la largeur, sens dans lequel la plaque n'a pas de soutien, une valeur assez petite. Un canal de refroidissement a une épaisseur de 0,264 pouce (0,7 cm environ), une largeur de 1,27 pouce (3,2 cm environ) et une longueur de 26,8 pouces (68 cm environ). Pour sa mise en place dans la charpente de soutien des pièces actives, la cartouche est munie d'un prolongement inférieur et d'une partie haute, comme l'illustre la figure 1. En changeant la longueur de la partie haute, on peut, sans modifier le système d'assemblage dans le cœur, faire varier la longueur chauffée de la plaque. Cette partie haute fournit aussi, au-dessus des plaques actives chauffées, un conduit qui, lors du fonctionnement, se remplit d'un mélange d'eau et de vapeur; elle a donc pour rôle d'augmenter la vitesse de circulation de l'eau à travers le cœur. La figure 2 reproduit une photographie de la cartouche partiellement montée. On peut disposer de plaques actives où l'uranium se trouve à des concentrations différentes. La concentration la plus basse correspond à 135 g d'uranium-235 par cartouche et la plus élevée 233 g d'uranium-235 par cartouche.

Les cartouches actives fortement chargées en uranium sont employées pour ajuster le coefficient cavitaire de la pile. En plaçant ces cartouches à

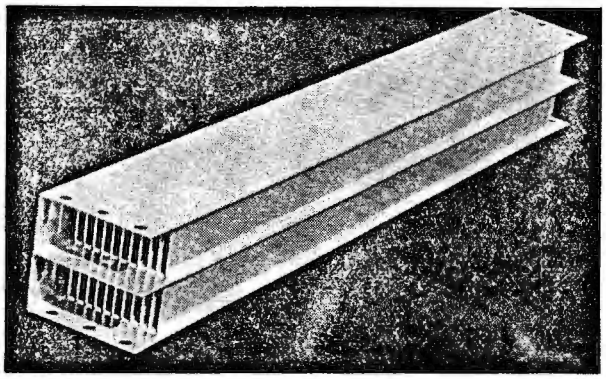


Figure 2. — Cartouche partiellement montée.

la périphérie de la pile, on augmente la fuite des neutrons, ce qui permet d'augmenter le coefficient cavitaire négatif. Afin de déterminer le coefficient cavitaire, il est nécessaire d'effectuer des expériences portant sur les phénomènes transitoires du genre de celles qui sont exposées dans la communication de J. R. Dietrich et ses collaborateurs [2].

ENSEMBLE ACTIF

Le montage étant expérimental, il a fallu prévoir des aménagements permettant le changement complet, non seulement des cartouches actives, mais de tout le système d'assemblage du cœur, barres de réglage comprises. La pile est contenue dans une cuve de 15 pieds 11 1/4 pouces (4,60 m environ) de hauteur et 52 1/2 pouces (1,33 m environ) de diamètre intérieur, en tôle d'acier inoxydable d'une épaisseur de 3/4 de pouce (1,8 cm environ), et répondant aux normes de construction des récipients étanches non exposés aux flammes. L'ensemble actif est supporté par un bâti, soutenu par une pièce fixe boulonnée au sommet de la cuve, immédiatement sous le couvercle de fermeture à joint plat. Cette construction permet d'enlever l'ensemble actif, même après fonctionnement de la pile et activation des matériaux que contient le cœur. La figure 3 représente la disposition de l'ensemble actif dans la cuve. La figure 4 est une section droite du cœur, donnant les dimensions des quatre barres de réglage ayant la forme d'une plaque, et celles de la barre centrale de réglage, qui a la forme d'une croix. Les substances absorbantes dans ces barres de réglage sont le cadmium, le bore et le hafnium. La figure 5 reproduit une photographie de l'ensemble actif avant son installation dans la pile.

Les mécanismes de barres de réglage sont situés au-dessus du bouclier protecteur en béton massif qui coulisse au-dessus de la partie supérieure de la pile. Pour changer le combustible de la pile, il faut désaccoupler les tiges de commande des mécanismes de barres de réglage, faire coulisser le bouclier de protection et enlever le couvercle de la cuve. Pour que cette opération soit possible, la cuve et la fosse dans laquelle elle se trouve sont

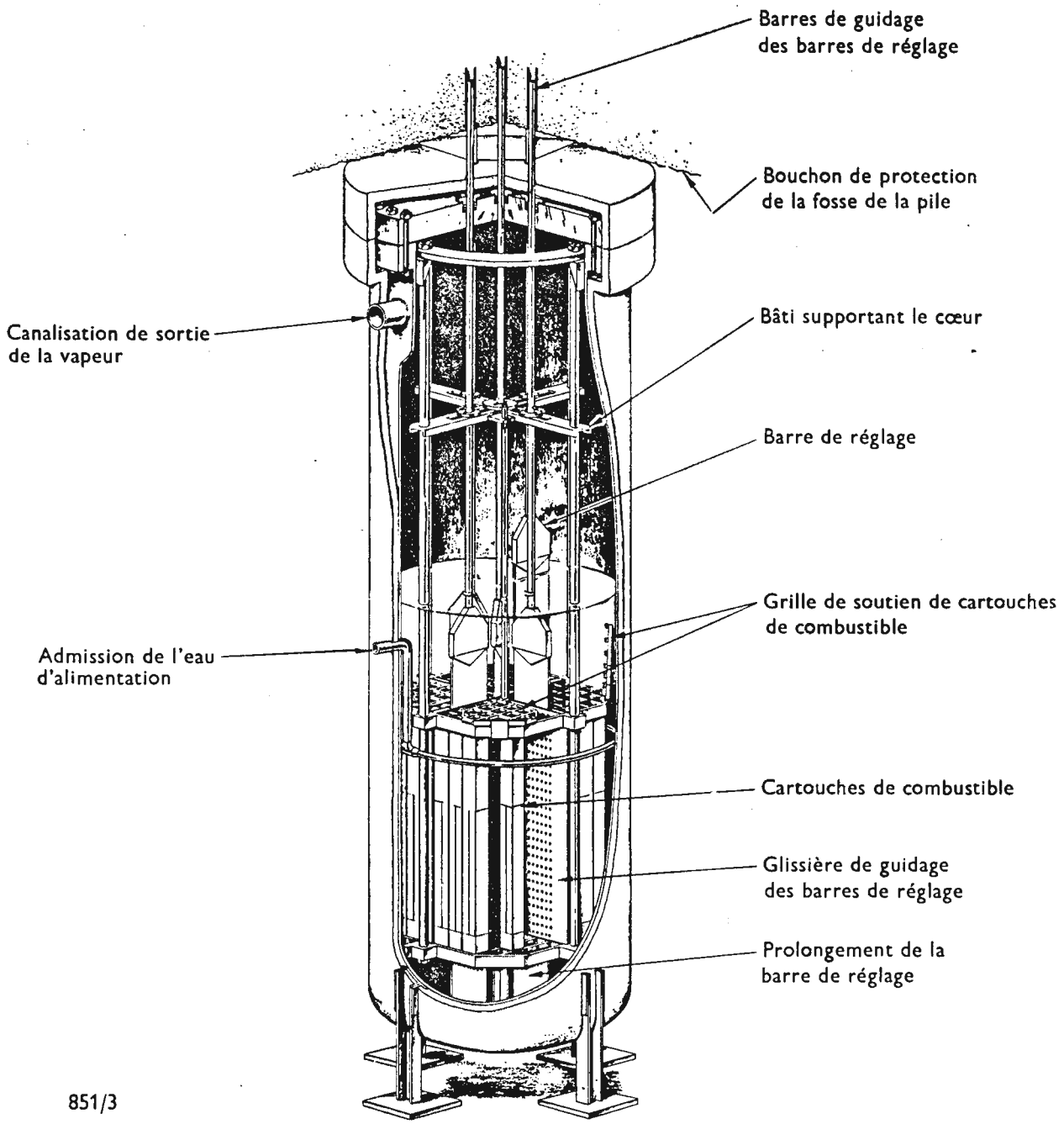


Figure 3. — Montage du cœur dans la cuve de la pile.

remplies d'eau. Le calorifuge qui entoure la cuve de la pile est d'un type qui ne se détériore pas par immersion dans l'eau.

La figure 6 représente un schéma simplifié du mécanisme d'une barre de réglage. Ces mécanismes sont réalisés de manière qu'à tout moment une barre de réglage puisse devenir rapidement une barre de sécurité à action rapide. L'installation d'une barre de réglage, mue par un arbre de transmission qui traverse par un presse-étoupe la paroi d'un récipient étanche, comme dans le cas présent, soulève deux graves difficultés. D'une part, la pression intérieure s'exerce sur la barre de réglage pour la rejeter hors du cœur, et, d'autre part, le frottement du presse-étoupe s'oppose à tout mouvement de la barre. Dans le type de pile dont il est question, la force d'expulsion due à la pression de la vapeur dans la cuve est compensée par l'action d'un cylindre à vapeur et d'un piston auquel est relié le mécanisme de la barre. C'est la vapeur qui provient de la cuve qui alimente ce cylindre d'équilibrage.

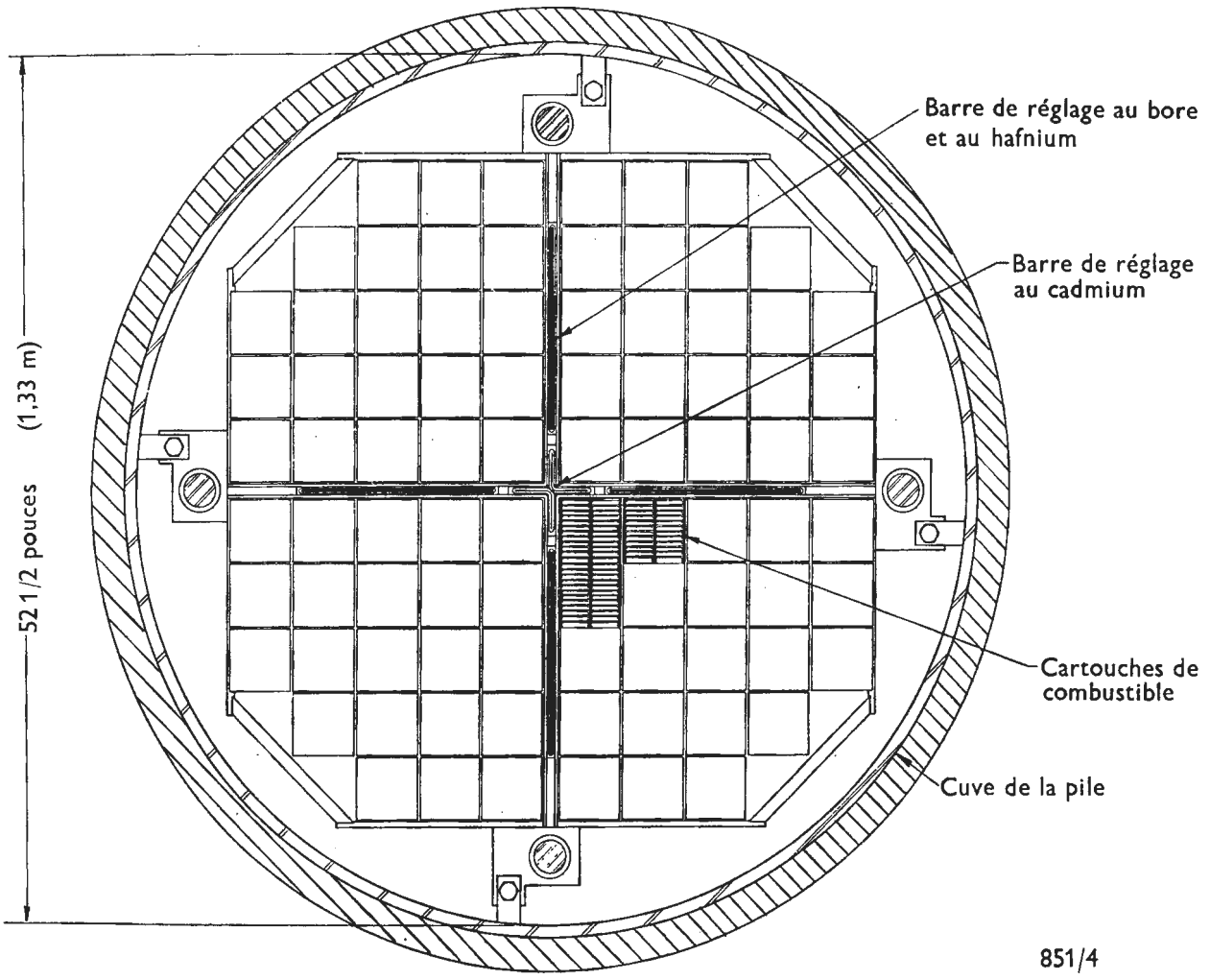


Figure 4. — Coupe horizontale du cœur de la pile.

La force importante nécessaire au déplacement des barres de réglage est fournie par un piston à air comprimé qui exerce sur la barre une force de 800 livres (362 kg) pour la mouvoir, force largement supérieure à toute force de frottement dans le presse-étoupe. Quand la barre est utilisée comme barre de réglage, le cylindre à air comprimé maintient la butée de la tige de commande en contact avec un gros écrou dans lequel tournent deux vis de guidage synchronisées. En déplaçant l'écrou vers le haut ou vers le bas on imprime le même mouvement à la barre de réglage. On obtient la chute rapide de la barre de réglage par admission de l'air comprimé du côté convenable.

DISPOSITION DE L'INSTALLATION

La figure 7 donne le schéma de principe pour l'ensemble de l'installation. Trois circuits principaux sont indiqués.

Le circuit de production d'énergie se compose d'une pompe d'alimentation en eau qui peut introduire dans la pile, soit de l'eau condensée provenant du condenseur, soit de l'eau que l'on vient de désioniser provenant du système extérieur d'alimentation. L'eau d'alimentation est envoyée dans le conduit de descente formé par l'espace annulaire autour du milieu actif, ce qui a pour effet de refroidir l'eau du conduit de descente et de provoquer la circulation naturelle dans la cuve. A la partie supérieure de la cuve, un volume important ne contient que de la vapeur. Ce volume provoque la séparation de la vapeur et de l'eau et joue le rôle d'un tampon, évitant de brusques changements de pression. La vapeur provenant de la cuve est amenée par une canalisation de 6 pouces (15 cm environ), soit vers la turbine, soit vers une manche pour être rejetée dans l'atmosphère. Des vannes répondant à ces opérations sont représentées sur la figure. L'eau condensée provenant du condenseur est refoulée vers le bac d'alimentation.

Le second circuit se compose d'une pompe et de réchauffeurs électriques. Il permet de mettre la cuve en surpression sans qu'il soit nécessaire de faire marcher la pile. Il sert à vérifier les fuites, et

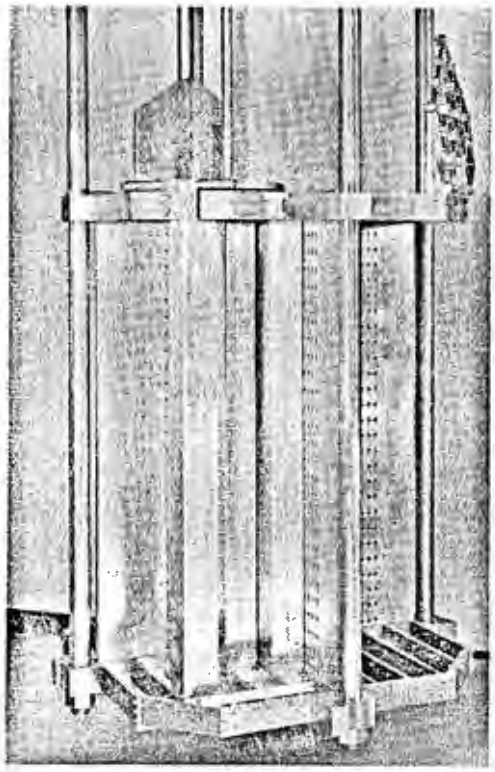


Figure 5. — Montage du cœur avant installation de la pile.

sert également à élever la température pour que l'on ne soit pas obligé de faire fonctionner la pile avec des barres de réglage presque complètement enfoncées.

Le troisième circuit est le circuit de nettoyage et se compose de filtres et de colonnes échangeuses d'ions. En fonctionnement, celles-ci deviennent fortement radioactives; c'est pourquoi elles sont installées dans le canal servant à entreposer les cartouches actives, de sorte que l'eau du canal fournit la protection nécessaire. Les figures 8 et 9 donnent la disposition générale de l'équipement dans l'installation.

APPAREILS DE MESURE

Ce montage étant également utilisé pour des essais de fonctionnement du cœur en régime variable, la salle de commande est située à quelque distance de la pile elle-même. Toute indication des conditions de fonctionnement doit donc être transmise par des moyens électriques. Le niveau de l'eau dans la pile, qui se trouve normalement à 4 pieds environ (1,2 m environ) au-dessus du cœur actif, est soigneusement mesuré. Les appareils destinés à enregistrer le niveau de l'eau sont installés dans un canal vertical extérieur à la cuve et situé dans la fosse blindée qui contient les pompes et les autres appareils auxiliaires. La surveillance du niveau se fait au moyen d'un indicateur de

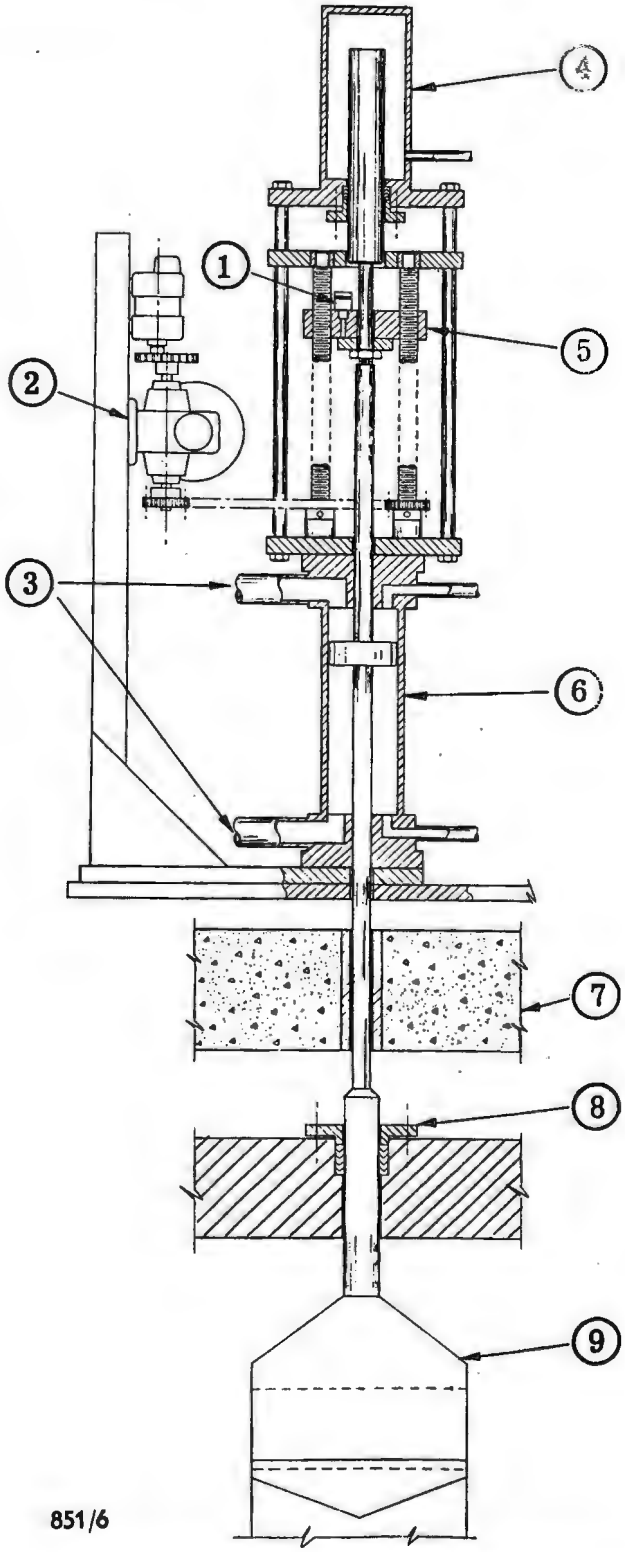


Figure 6. — Schéma du mécanisme d'une barre de réglage.
1. Interrupteur à contact; 2. Moteur du mécanisme; 3. Air comprimé; 4. Cylindre d'équilibrage; 5. Écrou de guidage; 6. Cylindre à air comprimé et piston; 7. Bouchon de protection; 8. Presse-étoupe; 9. Barre de réglage.

niveau du type de l'indicateur à flotteur, installé au niveau de fonctionnement. Le niveau peut être

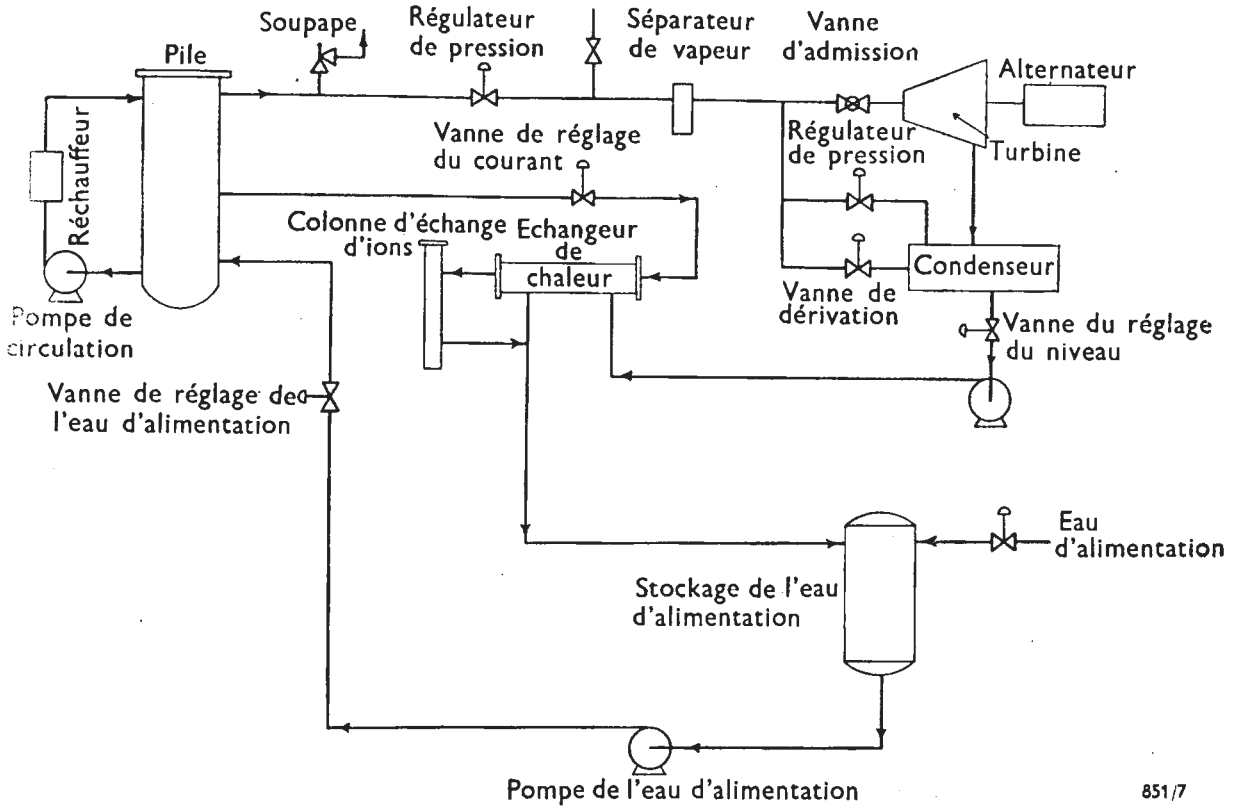


Figure 7. — Schéma de principe de l'ensemble de l'installation.

lu directement sur un écran de télévision grâce à une caméra de prise de vues convenablement disposée. Cette caméra peut également servir à la lecture directe des indications d'une jauge du type Bourdon, qui mesure la pression de vapeur dans la cuve. Le débit d'eau d'alimentation ainsi que le débit de vapeur sont enregistrés dans la salle de commande.

Des chambres d'ionisation enregistrant le flux de neutrons sont installées dans des conduits qui pénètrent tout près du cœur, tout en restant extérieurs à la cuve. On enregistre l'intensité des rayons gamma à la partie supérieure de la cuve. L'intensité des neutrons est mesurée par des instruments de trois types, différant par leurs constantes de temps. En fonctionnement normal, on utilise un système amplificateur-enregistreur ayant un temps de réponse de 0,05 s. Pour l'observation de phénomènes transitoires, on utilise un enregistreur de Brush avec une constante de temps de 0,002 s, ou un oscillographe galvanométrique de Heiland, avec une constante de temps de 0,000 4 s.

MARCHE EN RÉGIME

On a pu faire fonctionner la pile dans des conditions telles que la stabilité est obtenue pour toutes les pressions comprises entre la pression atmosphérique et 300 livres par pouce carré (21 kg/cm² environ). Il est nécessaire, pour un fonctionnement régulier et une utilisation raisonnable, que la quantité de réactivité correspondant à la formation des bulles de vapeur ne soit pas excessive. Dans tous les cas de fonctionnement, cependant, la valeur de la puissance est sujette à de brusques variations, liées d'une manière évidente à la turbulence créée par la formation de la vapeur. Il y a une relation directe entre la grandeur des écarts de puissance et la diminution de l'excès de réactivité due à la formation des bulles de vapeur, diminution que l'on compense par le retrait des barres de réglage.

On a fait une série d'expériences pour établir une relation entre l'excès de réactivité dans les bulles et la puissance spécifique, et cela pour un certain nombre de pressions. On a observé que, quelle que soit la pression, la grandeur des écarts en puissance varie avec l'excès de réactivité dans les bulles de vapeur. Si l'excès de réactivité atteint une valeur trop élevée, des oscillations de puissance apparaissent, et de nouvelles augmentations d'excès de réactivité dans la vapeur peuvent provoquer des sauts de puissance de la pile, de courte amplitude.

La figure 10 représente les courbes donnant la puissance spécifique en fonction de l'excès de réactivité dans la vapeur, pour deux piles différentes (II et III). La pile III est la pile que représentent les figures 4 et 5, alors que la pile II, qui

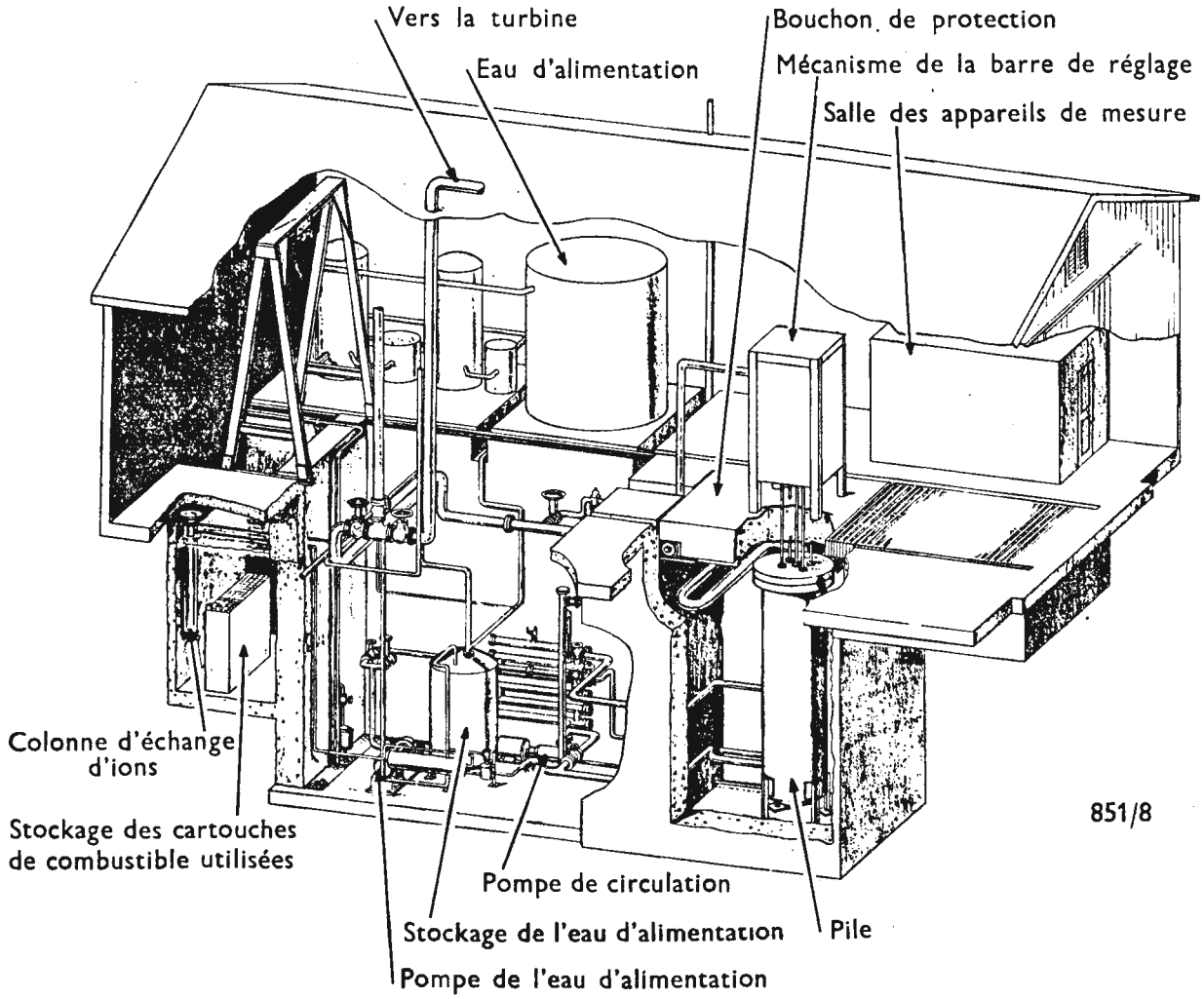


Figure 8. — Bâtiment de la pile.

employait cependant la même cuve, était considérablement plus petite et avait un coefficient de réactivité de vapeur (négatif) plus élevé. Par conséquent, à une réactivité donnée, correspond une quantité de vapeur par unité de volume, plus élevée dans la pile III que dans la pile II, et la puissance spécifique de la pile III est, par conséquent, plus élevée.

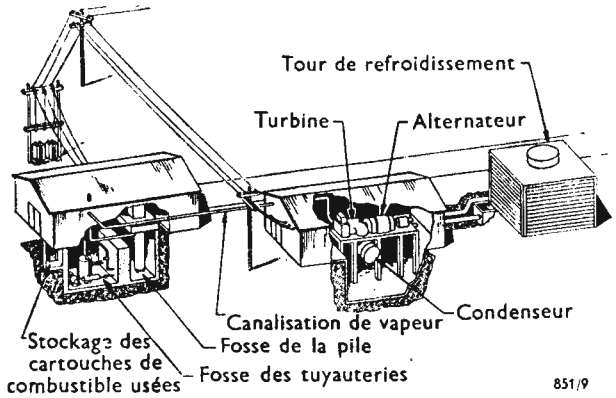


Figure 9. — Schéma de l'ensemble de l'installation.

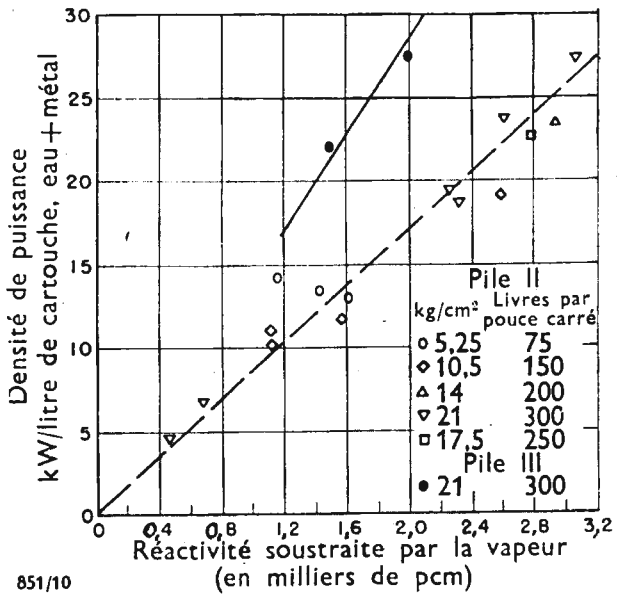


Figure 10. — Effet de la réactivité sur la puissance spécifique.

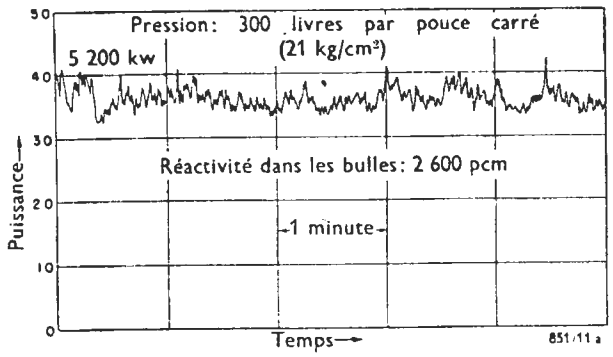


Figure 11*a*. — Pile II.

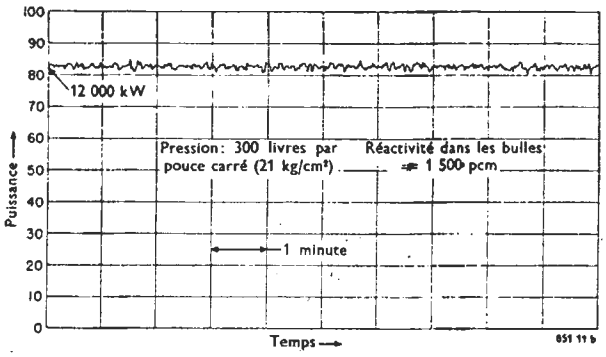


Figure 11*b*. — Pile III.

Figure 11. — Reproduction d'enregistrements types de la puissance pour deux piles à ébullition différentes.

Les figures 11*a* et 11*b* reproduisent des parties de bandes d'enregistrement de la puissance des piles II et III, telles qu'elles sont obtenues par l'intermédiaire d'une chambre d'ionisation sensible aux neutrons et d'un enregistreur rapide. Les deux piles fonctionnaient à une pression relative de 300 livres par pouce carré (21 kg/cm² environ) et à peu près à la même puissance spécifique (22 kilowatts/litre environ). Cette puissance spécifique correspondait à une réactivité de 2 600 pcm dans la vapeur pour la pile II, et à environ 1 500 pcm pour la pile III. Les fluctuations de puissance à courte période, qui s'élèvent à environ 15 pour cent pour la pile II, ne dépassent pas 4 pour cent pour la pile III. En aucun cas ces fluctuations de puissance ne produisirent de variations décelables dans la pression de la pile ou le débit de vapeur.

La courbe de la figure 10 concernant la pile II, comporte des points relatifs à plusieurs pressions de fonctionnement. Les valeurs de la puissance spécifique que l'on peut atteindre pour une augmentation donnée de réactivité varient peu avec la pression, du moins dans l'intervalle de pression étudié. Cette non-dépendance de la pression est compatible avec les résultats qualitatifs d'expériences d'ébullition effectuées en laboratoire [3]. Bien que l'énergie par unité de volume de vapeur soit une fonction croissante sensiblement linéaire de la pression, la vitesse de l'écoulement de vapeur, quand elle traverse l'eau contenue dans la cartouche active, décroît avec la pression. La régularité du fonctionnement de la pile augmente d'ailleurs nettement avec la pression; il est donc possible de faire fonctionner la pile avec plus de réactivité dans les bulles de vapeur et, par conséquent, à des puissances plus élevées à haute pression. Dans la figure 10, les points marqués de plus grande ordonnée et correspondant aux pressions de 75 et 150 livres par pouce carré (5,25 et 10,5 kg/cm² environ), représentent approximativement les limites supérieures de fonctionnement satisfaisant à ces pressions. D'ailleurs, à 200, 250 et 300 livres par pouce carré (14, 17,5 et 21 kg/cm² environ), l'augmentation maximum de réactivité est limitée par la réactivité que la pile peut fournir; à ces pressions plus élevées, on aurait pu prolonger la courbe vers des puissances spécifiques un peu plus élevées si l'on avait pu disposer de réactivité supplémentaire.

Le tableau 1 résume les résultats des études sur la puissance spécifique obtenue avec trois milieux actifs, qui différaient par leurs dimensions, l'écartement des plaques et leur charge en uranium-235.

La ligne 1 du tableau montre que la seconde pile a un écartement de plaques supérieur de 83 pour cent à celui de la pile I. On voit, à partir de la ligne 2, que ceci multiplie par le facteur 1,26 le rapport $\frac{\text{eau}}{\text{métal}}$ pour le cœur. Le temps de vie effectif des neutrons n'est pas beaucoup changé, comme on peut le voir à la ligne 4.

Comme dans toutes les piles à eau, le coefficient de température est important et pose un difficile problème de réglage. La perte de réactivité globale observée dans l'échauffement, depuis l'arrêt jusqu'à une température proche de celle du fonctionnement, est indiquée à la ligne 6. On ne peut absolument pas supposer que le coefficient de température de la réactivité est constant dans cet intervalle de température.

A la ligne 7 sont indiqués les coefficients cavitaires calculés pour les piles. On a supposé un certain pourcentage de bulles (inférieur à 10 pour cent). Les variations correspondantes de réactivité ont alors été calculées avec cette hypothèse.

A la ligne 8 figure la puissance spécifique pour une diminution relative de réactivité de 1 000 pcm provoquée par les bulles de vapeur. Cette quantité s'exprime d'après la puissance totale de la pile en fonctionnement, et la quantité de réactivité ajoutée par les barres de réglage étalonnées. Il serait très intéressant de pouvoir mesurer directement le volume réel occupé par les bulles de vapeur dans la pile en fonctionnement.

Des expériences de laboratoire ont été réalisées dans lesquelles le volume relatif occupé par les bulles dans un canal chauffé et en milieu comprimé a été mesuré en fonction de la puissance de fonctionnement [3]. Le volume relatif occupé par les bulles était mesuré par l'atténuation de rayons gamma traversant le canal. On peut dire que la

Tableau I

Caractéristiques de deux piles à ébullition

Ligne		Pile I	Pile II	Pile III
1	Écartement des plaques dans la cartouche :			
	pouces	0,177	0,324	0,324
	mm	4,5	8,23	8,23
2	$\frac{\text{Volume du métal}}{\text{Volume de l'eau}}$ dans le cœur	0,63	0,49	0,36
3	Nombre de plaques actives par cartouche.	18[a]	10[a]	24
4	Temps de vie effectif des neutrons (secondes).	$6,5 \times 10^{-5}$	$7,5 \times 10^{-5}$	7×10^{-5}
5	Quantité d'uranium-235 par cartouche (grammes)	138,6	93,4 157,3	137 233
6	Coefficient de température de réactivité entre 27 et 182 °C (pcm)	3 500	1 160	800
7	Coefficient cavitaire calculé (pcm par unité de pourcentage en vapeur)	— 240	— 100	— 70
8	$\frac{\text{Puissance spécifique}}{\text{Pourcentage de réactivité}}$ [b] (kilowatt/litre/pourcentage de réactivité).	4,1	8,6	13

[a] Ces cartouches étaient réalisées différemment de celle qui est représentée par la figure 1. L'épaisseur de la cartouche était inférieure, ce qui explique le nombre de plaques moins élevé.

[b] Dans les bulles.

quantité $\frac{\text{puissance spécifique}}{k_{eff} \text{ pour cent (bulles)}}$ dans la pile n'est pas en désaccord avec les expériences mentionnées ci-dessus et les coefficients cavitaires calculés.

Le coefficient cavitaire de la réactivité est apparemment le facteur principal affectant le fonctionnement des divers cœurs des piles étudiées jusqu'ici. Évidemment, si l'on cherche à obtenir la puissance spécifique maximum, il est indiqué d'avoir le coefficient cavitaire le plus petit; des considérations sur le degré d'autostabilisation tenant à la nature de la pile et concernant les sauts de puissance, joueront un rôle important quand on voudra choisir le coefficient cavitaire pour une génératrice nucléaire réelle.

Il est intéressant de noter la valeur de la puissance à laquelle fonctionne une cartouche type. La puissance spécifique de 22 kW/l, qui résulte des graphiques de puissance des figures 11*a* et 11*b*, peut être considérée comme convenable. La partie active correspondant à une cartouche de la pile III a un volume de 6,26 litres et, en moyenne, une cartouche active produit donc 138 kW. A pleine charge, la pile contient 87 cartouches (l'emplacement d'une cartouche active est réservé à l'installation d'une source de démarrage) et, par conséquent, à cette puissance spécifique, la puissance totale est 12 000 kW. La surface des plaques actives chauffées est de 12 000 cm² dans une cartouche. Le flux moyen de chaleur est donc 3 cal/cm²/s, et le maximum environ 7 cal/cm²/s. Il est clair que dans les piles à ébullition qui n'utilisent que la circulation naturelle de l'eau, les débits calorifiques obtenus ne sont pas élevés : la production d'énergie est limitée par la vitesse du courant de vapeur sortant du cœur de la pile, plutôt que par le flux de chaleur des plaques actives. Cette caractéristique apporte naturellement, du point de vue de la sécurité de la pile, un élément favorable; en même temps, des densités de puissance comprises entre 20 et 30 kilowatts par litre du cœur (ou comprises entre 30 et 40 kilowatts par litre d'eau dans le cœur, voir tableau 1) et obtenues expérimentalement, sont suffisamment grandes pour de nombreuses utilisations des génératrices nucléaires.

Le chargement réel de la pile est compliqué par le fait que, pour l'étude expérimentale sur les puissances spécifiques qui peuvent être atteintes, il faut utiliser des milieux actifs de dimensions inférieures aux dimensions maximum parce qu'on n'a pas besoin des quantités de combustibles nécessaires à un fonctionnement normal continu. Il est compliqué aussi par le fait que les expériences doivent être effectuées, soit sans empoisonnement appréciable par le xénon, soit avec un empoisonnement à saturation par le xénon. On a pris de grandes précautions lors du chargement pour éviter des conclusions erronées, car dans une expérience la hauteur totale de la pile a été employée, alors que dans une autre la hauteur effective a été réduite, le fonctionnement se faisant avec les barres de réglage partiellement introduites.

Pour un fonctionnement continu, où la consommation du combustible réduirait nettement l'excès de réactivité disponible, des plaques compensatrices de consommation contenant une certaine quantité de bore sont attachées à la cartouche de la figure 1. L'intervalle de temps qui sépare deux additions successives de combustible peut être augmenté, d'une manière substantielle, par l'emploi de telles plaques d'empoisonnement consommables.

STABILITÉ POUR DIVERSES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT

Comme on l'a indiqué ci-dessus, on peut, en toute sécurité, fournir à cette pile à ébullition des quantités de réactivité qui dépendent de la pression de fonctionnement. Les expériences actuellement réalisées indiquent qu'à 300 livres par pouce carré (21 kg/cm² environ) avec une épaisseur d'eau dans la cellule de 0,324 pouce (8,2 mm environ), un fonctionnement régulier en puissance est obtenu même en enlevant 3 200 pcm de réactivité par les bulles de vapeur. Des expériences à des pressions plus basses indiquent clairement qu'il existe un excès de réactivité au-delà duquel s'établit l'instabilité. Ceci n'est pas une grave difficulté parce qu'au fur et à mesure que l'on ajoute de la réactivité, l'instabilité se manifeste par des oscillations dans la puissance de la pile. Ces oscillations ont une période d'environ 0,4 s, et l'amplitude augmente si des quantités de réactivité sont successivement enlevées par les bulles de vapeur. Il y a sur l'axe des excès de réactivité, un intervalle très important pour lequel ces oscillations sont stables et ne peuvent prendre de plus grandes amplitudes que par une plus grande augmentation de réactivité.

Des expériences ont été réalisées dans lesquelles la réactivité a été ajoutée à une vitesse déterminée, par le retrait des barres de réglage. Dans la figure 12, on a tracé la courbe donnant la quantité de réactivité ajoutée par les barres en fonction du temps. Pour la portion de cette courbe qui est voisine d'une droite, la vitesse d'augmentation de la réactivité était de 75 pcm/s. La figure 13 indique le comportement de la pile tel qu'il résulte de la mesure de la puissance par les neutrons. Au début du relevage des barres de réglage, la valeur de la puissance était de 485 kW et la pression dans la pile était de 300 livres par pouce carré (21 kg/cm² environ). En 40 s environ, un excès de réactivité de 2 500 pcm a été ajouté. La valeur de la puissance a augmenté avec une période d'environ 6,5 s et s'est établi à 5 400 kW, sans aucune indication d'instabilité de fonctionnement.

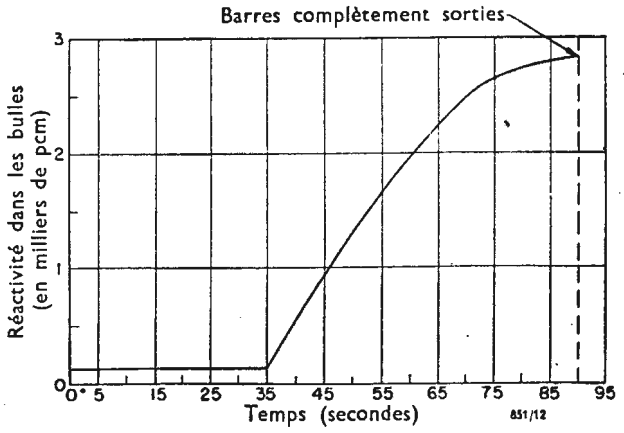


Figure 12. — Augmentation de réactivité pendant l'expérience de la figure 13.

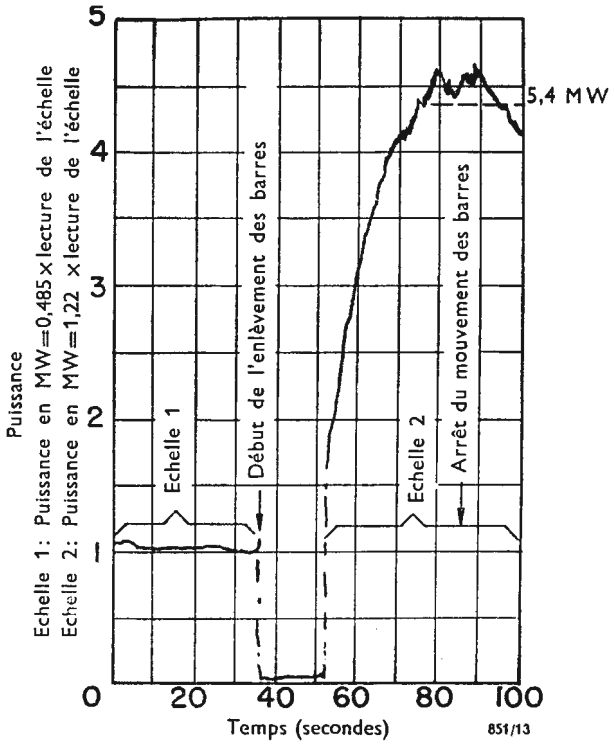


Figure 13. — Variation de puissance pendant une addition de réactivité: puissance initiale 485 kW.

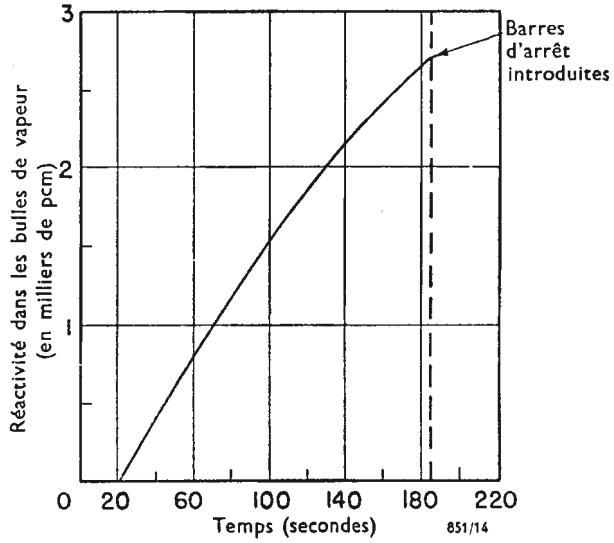


Figure 14. — Augmentation de réactivité pendant l'expérience de la figure 15.

Dans une seconde expérience, l'augmentation de réactivité a pris la forme représentée à la figure 14. Un excès de réactivité de 2 600 pcm fut ajouté en 160 s. Dans ce cas, la pression était de 300 livres par pouce carré (21 kg/cm² environ) et la puissance de la pile au début de l'expérience n'était que de 1,2 kW; autrement dit, la valeur du volume des bulles dans la pile, dû à la formation de vapeur, était à peu près nulle. L'augmentation de réacti-

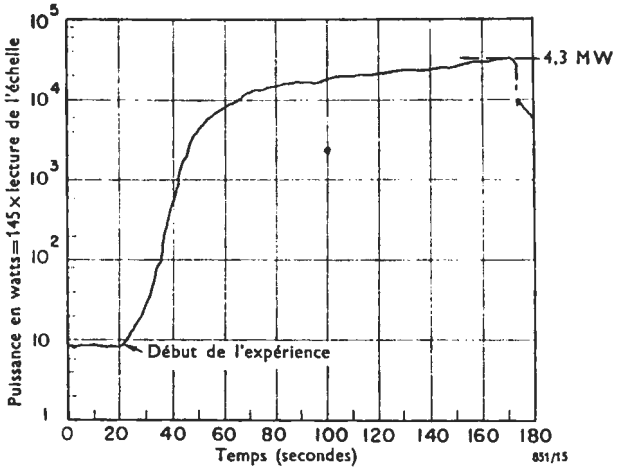


Figure 15. — Variation de puissance pendant une addition de réactivité. Puissance initiale: 1,2 kW.

vité s'est faite à la vitesse de 16 pcm/s. La puissance de la pile a augmenté avec une période approximative de 3,3 s comme l'indique la figure 15. La puissance se stabilisa à 4 300 kW.

Pour une pile à ébullition produisant de la vapeur en quantité appréciable, les conséquences d'une fermeture soudaine de la canalisation de sortie de vapeur sont difficiles à prévoir. Une pile à ébullition reliée à une turbine serait soumise à ce phénomène si la vanne d'évacuation vers la turbine se fermait brusquement. Pour une telle pile, une fermeture soudaine de la canalisation de distribution de la vapeur peut être évitée en prévoyant une vanne spéciale pour dévier la vapeur vers le condenseur dans tous les cas où se ferme la vanne d'admission à la turbine. Néanmoins, on a jugé prudent de réaliser des expériences dans lesquelles on fermait brusquement la canalisation de distribution de vapeur. La figure 16 indique ce

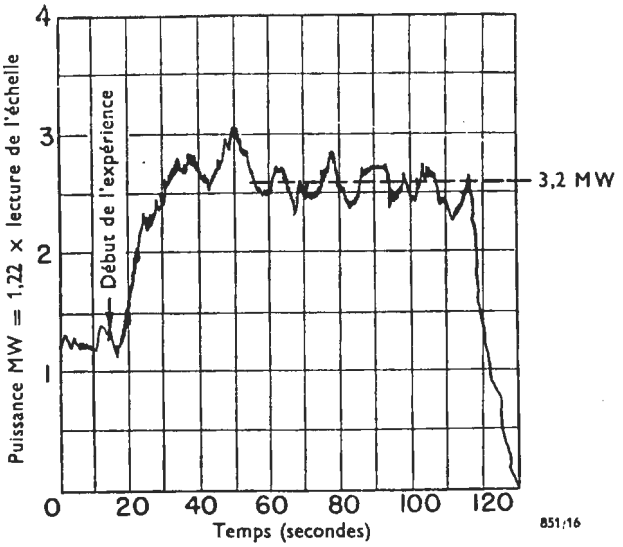


Figure 16. — Variation de puissance après un arrêt brusque de la vanne de vapeur.

qui s'est passé. Dans ce cas, la pile fonctionnait à une pression de 150 livres par pouce carré (10,5 kg/cm² environ) et à une puissance de 1 400 kW. Dans ces conditions, les bulles de vapeur provoquaient une diminution de réactivité de 2 000 pcm. La fermeture de la vanne entraîna une augmentation de la puissance, qui se stabilisa alors un peu au-dessus de 3 000 kW. La figure 17 est un report graphique de cette même expérience montrant les variations de la pression de vapeur dans la cuve de la pile. Comme on l'espérait, la pression augmenta normalement. Mais la fermeture soudaine de la vanne située sur la canalisation de distribution de vapeur n'introduisit aucune instabilité dans les valeurs de la puissance. Cette expérience fut répétée un certain nombre de fois et montra que cette éventualité n'entraînait pas de danger particulier.

On a étudié le comportement de la pile dans diverses circonstances où, pour une raison quelconque, la pression peut augmenter, jusqu'à ce que s'ouvrent les vannes de sécurité. Des vannes de sécurité normale s'ouvrent à une pression fixée à l'avance et se referment quand la pression est retombée à une valeur également fixée à l'avance. Les soupapes de sécurité, utilisées dans cette expérience, ont été conçues pour s'ouvrir un peu au-dessus de 250 livres par pouce carré (17 kg/cm² environ) et se refermer lorsque la pression atteint 20 livres par pouce carré (1,4 kg/cm²). Il ne peut en résulter aucune difficulté dans le fonctionne-

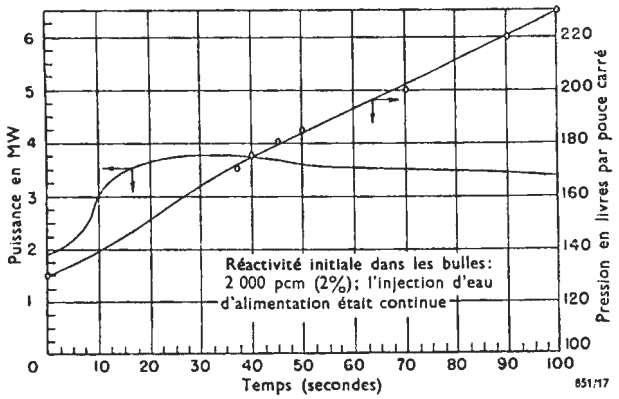


Figure 17. — Variation de puissance et de pression de vapeur après une fermeture brusque de la vanne de vapeur.

ment. Si la soupape s'ouvrait, la pression tomberait, entraînant une faible diminution de la puissance de la pile; la vanne de secours se fermant ensuite, la puissance de la pile se rajusterait d'elle-même aux environs de sa valeur initiale.

Il est clair d'ailleurs que si une soupape est ouverte et laissée ouverte pendant un laps de temps considérable, entraînant une diminution importante de pression, la puissance de la pile diminuera aussi beaucoup. Le volume des bulles de vapeur dans la cuve augmentera de manière substantielle

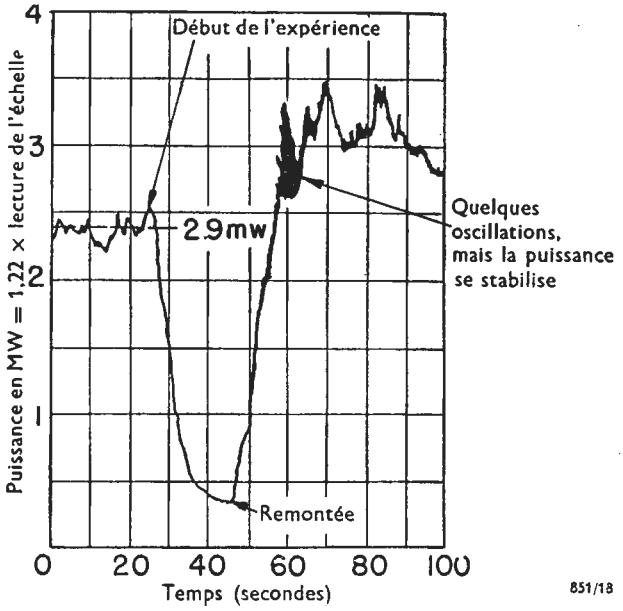


Figure 18. — Variation de puissance causée par une brusque ouverture de la vanne de vapeur, suivie par une remontée en puissance.

et, la température de l'eau de la pile diminuant, la quantité de réactivité en excès soustraite par les bulles augmentera nettement. Ceci provoquera un fonctionnement instable, selon la description déjà faite pour le comportement de la pile quand une quantité excessive de réactivité est enlevée par les bulles de vapeur. La figure 18 donne le graphique de la puissance dans une expérience de ce type. La pile fonctionnait à 2 900 kW et à une pression de 265 livres par pouce carré (18,6 kg/cm² environ). Une quantité de réactivité de 1 800 pcm a été soustraite par les bulles de vapeur. Une vanne de commande, placée dans la canalisation de vapeur, fut brusquement ouverte sur l'atmosphère. La puissance de la pile tomba assez rapidement à quelques centaines de kilowatts. La pression dans la pile diminua nettement et, quand elle fut tombée à 190 livres par pouce carré (12,6 kg/cm² environ), la vanne de commande fut rapidement fermée. Les bulles de vapeur pouvaient alors retirer de la pile une plus grande quantité de réactivité qu'elles ne pouvaient le faire initialement. La puissance augmenta rapidement à une valeur voisine de 3 000 kW, valeur correspondant au nouvel état d'ébullition. On doit remarquer que la réactivité additionnelle, qui devait être soustraite par les bulles de vapeur, avait été acquise par la baisse de température de la pile. La pile se stabilisa alors à cette nouvelle valeur de la puissance; mais il est évident que cette situation était voisine de la situation décrite antérieurement, où il y avait oscillation de puissance. Dans d'autres expériences, avec un « étranglement » plus vigoureux de la pile, on entra effectivement dans la région des oscillations. Ces expériences indiquent que, dans une pile à ébullition, toute circonstance provoquant une diminution rapide de la pression dans la pile imposera l'introduction immédiate des barres de sécurité. L'arrêt n'a pas à être très rapide, parce que la vaporisation du ralentisseur et du réfrigérant de la pile ne peut pas être très rapide. Arrêter la pile pour toute diminution de la pression de vapeur dépassant un niveau déterminé doit toutefois être un processus normal de fonctionnement.

Le fonctionnement d'une pile à ébullition diffère de manière très nette du fonctionnement des piles sans ébullition. Dans les piles sans ébullition, le mouvement des barres de réglage a généralement pour résultat une variation de puissance de la pile avec une période exponentielle. La quantité de réactivité ajoutée par le mouvement des barres doit être choisie avec soin pour éviter des variations de puissance à courte période qui peuvent assez aisément produire des effets de température nocifs dans la pile. Pour la pile à ébullition, l'addition de réactivité par relevage des barres ne provoque pas d'augmentation exponentielle vers une autre valeur de la puissance. Les quantités de réactivité qui peuvent être ajoutées sans conséquence nuisible pour la pile à ébullition sont considérablement plus grandes que les quantités qui peuvent être ajoutées d'une manière semblable pour une pile sans ébullition. Il est seulement nécessaire de régler ces variations de manière à ne pas se trouver dans la zone d'instabilité avec oscillations. Il a été très facile de le faire pendant de nombreuses heures de fonctionnement.

En pratique, une fois établies les conditions de fonctionnement de la pile, le démarrage se déroule de la manière suivante. Afin d'éviter d'avoir à faire varier la puissance de la pile lorsque le ralentisseur est refroidi à la température ambiante, on emploie des éléments de chauffage électriques pour élever la pression dans la cuve de la pile à une valeur arbitraire, soit environ 40 livres par pouce carré (2,8 kg/cm²). L'utilisation d'un chauffage auxiliaire n'est pas absolument nécessaire; il évite simplement d'utiliser la pile comme réchauffeur d'eau alors qu'elle n'est pas en ébullition. La pile est alors amenée à la criticalité et, immédiatement, à une puissance d'environ 1 000 kW. Cette valeur est suffisamment élevée pour que l'ébullition se produise dans les canaux du cœur. L'énergie produite échauffe l'eau utilisée comme ralentisseur alors que les bulles de vapeur dans le cœur se condensent probablement dans les canaux où circule le réfrigérant. Pendant ce temps, la pression dans la cuve de la pile augmente, mais la puissance reste constante et régulière. A mesure que la température et que la pression augmentent, il faut retirer lentement les barres de réglage afin d'ajouter la réactivité que fait perdre l'accroissement de température. Quand la pression dans la pile approche de la valeur de fonctionnement, les barres de réglage sont de nouveau déplacées pour faire augmenter la réactivité d'une quantité égale à celle qui est alors soustraite par la formation des bulles de vapeur. La puissance augmente corrélativement mais régulièrement. Quand la puissance et la pres-

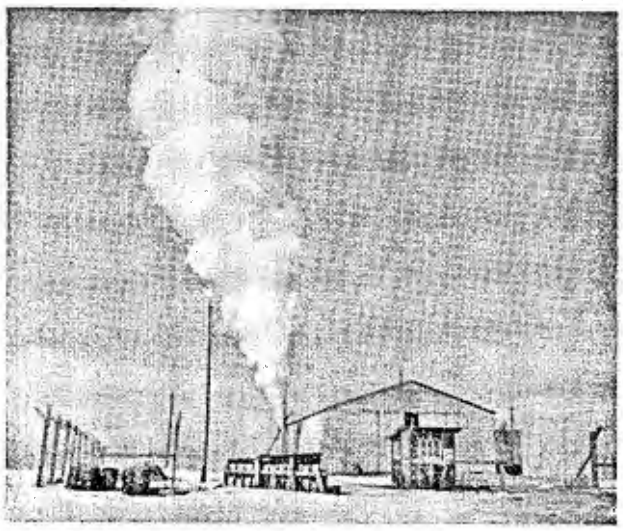


Figure 19. — Pile laissant échapper dans l'atmosphère la vapeur produite.

sion de fonctionnement sont atteintes, la vanne de distribution de vapeur est ouverte et l'appareil se trouve dans les conditions de fonctionnement normal. La figure 19 représente une photographie de la pile en fonctionnement à 8 000 kW et laissant échapper la vapeur dans l'atmosphère. Lorsqu'il en est ainsi, la vapeur fusant à l'air libre, il est nécessaire de fournir à la pile de l'eau désionisée à un débit convenable.

On n'a pas fait d'essai pour fournir à la pile de l'eau à température particulière. La diminution de la température de l'eau d'alimentation élève naturellement la puissance de la pile. Ouvrir et fermer la pompe d'alimentation d'eau apporte une augmentation et une diminution correspondantes de la puissance de la pile, mais celle-ci s'adapte à ces changements par retour à la stabilité. Si on arrête le courant d'alimentation en eau, tout en laissant la pile marcher à une certaine puissance, le niveau de l'eau dans la cuve s'abaisse. Si l'on fait disparaître par ébullition la majeure partie du réflecteur supérieur et si l'on maintient les barres en position fixe, on réduit la puissance à une valeur très faible.

QUALITÉS DE LA VAPEUR

Une pile à ébullition fournira à la turbine de la vapeur humide. Des séparateurs de vapeur doivent être employés. Un volume important de vapeur à la partie supérieure de la pile agit par lui-même, d'une manière efficace, pour empêcher l'entraînement d'eau. Des mesures effectuées avec un calorimètre à vapeur sur la qualité de la vapeur provenant de cette pile indiquent une valeur égale ou supérieure à 98 pour cent. La radioactivité de la vapeur due à des particules de matières entraînées est également très faible. Des expériences de laboratoire montrent que la vapeur provenant d'une cuve dans des conditions semblables à celles de cette pile, aura un facteur de séparation de 10^5 pour des particules de matière radioactive. Des mesures qualitatives de la radioactivité de la vapeur de la pile vérifient ces observations de laboratoire, compte tenu de la décroissance de l'activité de courte période due à l'azote. Il faudra un fonctionnement continu et durable pour établir l'ordre de grandeur des quantités de radioactivité dans la turbine où est employée directement la vapeur de la pile.

ANALYSE DES DÉPENSES

Le montage expérimental a été réalisé dans l'idée que sa durée d'utilisation ne dépasserait pas deux ans. Toutefois, cette pile, son appareillage auxiliaire et le matériel de transformation d'énergie ne diffèrent pas, pour les matériaux utilisés, des constructions classiques. Les économies réalisées l'ont été principalement dans les bâtiments qui abritent l'ensemble. Ces bâtiments, bien qu'ils soient utilitaires, sont complètement équipés et conviendraient tout à fait à une centrale construite dans une région isolée ou en liaison avec des exploitations minières ou industrielles. Il serait donc intéressant d'étudier le coût de l'installation et le prix de revient de l'énergie produite par une centrale construite selon ces plans, alimentée en uranium enrichi.

Le coût total de cette installation est 550 000 dollars. Plus de la moitié de cette somme correspond au matériel de transformation de l'énergie et aux appareils de refroidissement. Avec un facteur de charge de 80 pour cent et une efficacité de 20 pour cent, l'énergie électrique totale produite par an est de $1{,}4 \times 10^7$ kWh. Si le capital est amorti à raison de 15 pour cent par an, la part de l'investissement dans le prix de l'énergie représente 5,9 millièmes de dollar par kilowattheure.

A pleine charge, la pile a besoin de 11,8 kg d'uranium-235, ce qui suffit à compenser la perte de réactivité due au coefficient de température et au xénon provenant du fonctionnement, avec une marge de consommation de 2 kg environ. En supposant qu'après consommation de 2 kg de combustible il faille le changer en totalité, il faudra chaque année, 1,8 chargement de la pile, ce qui représente une consommation de 3,6 kg d'uranium-235.

Pour permettre la décroissance radioactive du combustible extrait de la pile, on allouera à l'installation, et de façon permanente, 1,5 chargement de pile. Les prix suivants sont calculés pour des valeurs de l'uranium-235 variant de 15 à 30 dollars le gramme.

A 15 dollars le gramme et 4 pour cent, le coût global du combustible est 10 600 dollars par an. A 30 dollars le gramme et 4 pour cent, le coût est 21 200 dollars par an. Les parts correspondantes dans le prix de l'énergie sont 0,76 millièmes de dollar par kilowattheure, et 1,52 millième de dollar par kilowattheure. Les 3,6 kg d'uranium-235

qui sont consommés en une année grèvent le prix de revient de l'énergie de 3,85 millièmes de dollar par kilowattheure à 15 dollars le gramme, et de 7,70 millièmes de dollar par kilowattheure à 30 dollars le gramme. La fabrication de chaque cartouche active coûte 425 dollars. La fabrication de 1,8 charge de combustible annuelle ajoute 4,7 millièmes de dollar par kilowattheure au prix de l'énergie.

Pour récupérer l'uranium-235 non consommé et pouvoir l'utiliser à nouveau, il est nécessaire de lui faire subir un traitement chimique. Diverses estimations indiquent que ceci est possible actuellement à raison de 5 dollars le gramme et que, si ce traitement portait sur des quantités importantes, ce montant pourrait être réduit. A 5 dollars le gramme, le coût du traitement ajoute 6,2 millièmes de dollar par kilowattheure au prix de l'énergie.

Nous pensons maintenant qu'il faut pouvoir disposer d'une équipe d'une douzaine de personnes pour assurer l'exploitation de cette installation. Ces frais d'exploitation augmentent de 8,6 millièmes de dollar par kilowattheure le prix de l'énergie.

Le tableau ci-dessous résume ces éléments du prix de revient.

	Prix de l'uranium-235	
	15 dollars le gramme	30 dollars le gramme
Charges financières .	5,9	5,9
Combustible	0,76	1,52
Consommation . . .	3,85	7,70
Fabrication	4,70	4,70
Traitement	6,20	6,20
Exploitation	8,60	8,60
TOTAL	30 millièmes de dollar par kilowatt-heure	34,6 millièmes de dollar par kilowatt-heure

Près de la moitié de ce prix de revient total correspond aux charges financières et aux frais d'exploitation. Il est peu probable que ces facteurs puissent être nettement diminués dans une centrale de faibles dimensions. La majeure partie du prix du combustible correspond à sa fabrication et à son traitement. Des améliorations considérables sont possibles dans les deux cas.

L'expérience ainsi acquise tendrait à prouver qu'un montage d'essai semblable à celui que nous venons de décrire est extrêmement utile pour la mise au point d'un nouveau type de pile. Nous avons ainsi obtenu des résultats qu'il nous aurait été difficile ou impossible d'obtenir par le calcul ou par des expériences faites sur d'autres piles. Il est plus important encore de remarquer que les méthodes employées sont certainement celles qui ont exigé le moins de temps et nécessité la présence du moins grand nombre de techniciens des piles.

BIBLIOGRAPHIE

1. Draley J. E. et Ruther W. E., *Corrosion aqueuse des alliages d'aluminium à haute température.* Voir mémoire P/535, Actes de la présente Conférence, vol. IX, séance 20 B.
2. Dietrich J. R., Zinn W. H. et coll., *Détermination expérimentale de l'autorégulation et de la sécurité du fonctionnement des piles ralenties à l'eau.* Voir mémoire P/481, Actes de la présente Conférence, vol. XIII, séance 6.2.
3. Lottes P. A., *Boiling studies at Argonne relative to boiling reactors*, Proceedings, 1955, Conference on Nuclear Engineering, University of California, Los Angeles, California Book Co, Berkeley (California).

Compte rendu de la séance 3.1

Mardi 9 août 1955 (matin)

Président : Sir John Cockcroft (Royaume-Uni)

Secrétaires scientifiques : MM. F. de Hoffmann et N. Dobrotine

PROGRAMME

P/615 Première centrale atomique de l'U.R.S.S. et perspectives de développement de l'énergie nucléaire . . . . . D. I. Blokhintsev et N. A. Nicolaev

Discussion

P/851 Construction et fonctionnement du prototype d'une génératrice nucléaire à eau bouillante. . . . . J. R. Dietrich *et al.*

Discussion

M. Blokhintsev (U.R.S.S.) présente le mémoire P/615.

DISCUSSION DU MÉMOIRE P/615

M. Lewis (Canada) : La pile qu'on vient de décrire (P/615) est semblable à la pile NRX en ce sens qu'elle comporte de nombreux dispositifs de contrôle automatique. La pratique nous a enseigné que près de la moitié des arrêts de la pile NRX sont imputables aux erreurs statistiques de ces nombreux instruments de contrôle. J'aimerais avoir quelques précisions sur l'expérience acquise en U.R.S.S. avec des installations pourvues d'un grand nombre d'instruments de contrôle automatique.

M. Blokhintsev (U.R.S.S.) : Des irrégularités dans la marche de l'appareillage électronique se sont produites durant la phase initiale d'exploitation, c'est-à-dire au cours des deux premiers mois. Depuis longtemps déjà nous n'avons pas enregistré d'arrêt de la pile dû à un dérangement ou à des erreurs des appareils électroniques. Nous avons du reste pris un certain nombre de mesures à cet effet, en remplaçant les dispositifs qui paraissaient gêner le plus le fonctionnement de la pile ou en les faisant commander par d'autres. Grâce à ces mesures, le dispositif de protection en cas de panne fonctionne d'une manière plus régulière.

M. Libby (États-Unis d'Amérique) : Ce mémoire (P/615) remarquable et plein d'intérêt appelle quelques questions, et je voudrais en poser une maintenant. Aux États-Unis, le programme relatif à la production à bon marché d'énergie d'origine nucléaire est fondé principalement sur le principe d'un taux de conversion élevé. Nous avons noté avec intérêt que la centrale nucléaire de l'U.R.S.S. fonctionne avec un faible taux de conversion. En substance, la centrale consomme de l'uranium-235 séparé, dont le prix est élevé. Comptez-vous, dans les installations plus puissantes, réaliser des taux de conversion qui soient plus proches de l'unité? Dans l'affirmative, comment envisagez-vous de modifier vos cartouches de combustible pour y arriver?

M. Blokhintsev (U.R.S.S.) : Cette remarque est très pertinente. En effet, le coefficient de régénération du combustible est faible dans cette pile. Nous avons l'intention d'apporter dans un modèle plus puissant un certain nombre de modifications, tant en ce qui concerne la construction de la pile que le choix des matières. Nous pensons utiliser des alliages que nous n'avons pas employés au début. Cela aura pour effet de réduire l'absorption des neutrons et d'accroître la régénération du plutonium à partir de l'uranium-238. Nous croyons pouvoir, dans une telle installation, abaisser à 1,5 pour cent l'enrichissement en uranium-235. Le coefficient de régénération sera ainsi porté de 0,3 à 0,5. Il est toutefois peu probable que l'on puisse accroître davantage le coefficient de régénération dans un tel appareil, et il va sans dire que nous considérons certainement comme préférables des appareils à coefficient de régénération plus élevé. Il importe d'établir qu'un autre modèle, fonctionnant avec un coefficient de régénération de 0,5, peut également être utile. On projette aussi en U.R.S.S. des appareils qui fournissent des coefficients de régénération plus élevés encore.

M. Went (Pays-Bas) : J'aimerais poser une question d'ordre technique au sujet de votre très intéressante génératrice nucléaire. Vous employez un alliage spécial d'uranium. Est-ce que vous utilisez du molybdène pour des raisons d'ordre métallurgique?

M. BLOKHINTSEV (U.R.S.S.) : Une telle variante serait certes possible.

Le PRÉSIDENT : M. Blokhintsev voudra bien répondre à présent aux questions écrites présentées par M. Dunworth.

M. BLOKHINTSEV (U.R.S.S.) : Je suis en possession du texte des questions de M. Dunworth. J'en donne lecture :

1. Avez-vous l'intention de construire en Russie un grand nombre de piles de 5.000 kW du type que vous avez décrit, ou bien envisagez-vous de construire des piles d'un type différent?

Je répondrai que nous n'envisageons pas de construire des centrales de 5.000 kW, mais une centrale de ce type, d'une puissance plus grande, est à l'étude; elle comportera un certain nombre de perfectionnements techniques.

2. M. Malenkov a déclaré récemment qu'une pile de 100 MW est en construction en Russie. Est-ce exact? D'autres projets sont-ils à l'étude, et quel serait le résultat d'une comparaison entre le programme relatif à la construction de piles en Russie et le nôtre?

Ma réponse sur ce point est que la déclaration de M. Malenkov est exacte. Une telle pile est en construction. Elle sera probablement mise en service d'ici un an. Je n'en ai pas indiqué les caractéristiques dans mon mémoire. Pour ce qui est de la comparaison des programmes de construction des piles à grande puissance, je pense que la présente conférence aura pour résultat d'intensifier les échanges de renseignements, et c'est évidemment le seul moyen dont nous disposions pour comparer les résultats de nos travaux et tirer profit de l'expérience de chacun.

M. SHANKAR (Inde) : Les radiations intenses provoquent-elles une forte décomposition de l'eau dans le circuit primaire? Dans l'affirmative, quelles sont les mesures prises?

M. BLOKHINTSEV (U.R.S.S.) : Si la pression et la température sont basses, le flux puissant de neutrons engendre effectivement une grande quantité de gaz électrolytique, mais les expériences effectuées en Union soviétique ont montré qu'avec une pression de 100 atmosphères et une température de 300 °C il ne devrait pas se former de gaz électrolytique. Un mémoire à ce sujet, dû à MM. Doline et Erchler, sera présenté à la Conférence.

M. WEINBERG (États-Unis d'Amérique) : J'aimerais poser deux questions à M. Blokhintsev.

Voici la première : Si j'ai bien compris la description de la cartouche de combustible, celle-ci n'est refroidie que par l'intérieur. Cela doit créer une tendance à l'instabilité dans la cartouche, étant donné que le combustible s'échauffe plus que la gaine. Quelles mesures prenez-vous pour remédier à cette instabilité de la cartouche de combustible?

M. BLOKHINTSEV (U.R.S.S.) : C'est tout à fait exact, M. Weinberg m'a très bien compris; le refroidissement ne se fait que par l'intérieur. A l'extérieur, il n'y a qu'une mince enveloppe. Les matériaux, qui ne sont pas décrits en détail dans le mémoire, sont flexibles, et c'est pourquoi il serait erroné de se fonder sur des coefficients de dilatation: les matériaux étant flexibles, il ne se produit pas de rupture entre la gaine et le combustible.

M. WEINBERG (États-Unis d'Amérique) : Dois-je comprendre que la gaine n'est pas liée au combustible?

M. BLOKHINTSEV (U.R.S.S.) : Non, il n'y a pas de liaison.

M. WEINBERG (États-Unis d'Amérique) : Ma deuxième question concerne le fort intéressant et important exposé sur les cycles des piles autorégénératrices à neutrons rapides. Si j'ai bien compris les observations de M. Blokhintsev, les taux de conversion observés en Union soviétique sont de l'ordre de 2,6. Je présume que ce chiffre correspond à un système où la proportion uranium-235–uranium-238 est faible et, partant, le spectre de neutrons élevé. Pourriez-vous émettre une hypothèse quant au spectre de neutrons et au taux de conversion qu'on obtiendrait effectivement dans la pile à chaîne de neutrons rapides?

M. BLOKHINTSEV (U.R.S.S.) : Il doit s'agir ici d'une erreur d'interprétation. Nous n'avons jamais observé de coefficient de régénération supérieur à 2. Le chiffre que j'ai cité concerne le nombre de neutrons par fission, exprimé par « ν_{eff} ». Sa valeur était de 2,72 pour le spectre le plus dur, et de 2,9 pour les neutrons d'une énergie de 900 keV, tandis que pour les neutrons de 250 keV, ν_{eff} était égal à 2,6.

Le PRÉSIDENT : Nous arrivons maintenant au terme de cette très intéressante discussion, qui, j'en suis certain, aurait pu se poursuivre encore longtemps; j'espère qu'elle sera reprise dans les entretiens de groupes.

M. ZINN (États-Unis d'Amérique) présente comme suit le mémoire P/851 : Monsieur le Président, Messieurs les Délégués, c'est pour moi un plaisir que de vous décrire la première centrale atomique où de la vapeur formée dans le cœur même de la pile actionne une turbine. Je me propose de vous faire part des expériences que nous avons effectuées avec une telle installation et d'exposer certains avantages et certaines difficultés que présente le fonctionnement d'une pile hérétogène à eau bouillante.

Les nombreuses maquettes exposées dans le Palais des Nations permettent de se faire une idée de la complexité du mécanisme et du fonctionnement de la plupart des génératrices nucléaires. Vous le savez, une pile peut être équipée d'un ou de plusieurs circuits de refroidissement primaires et

secondaires, de dispositifs pour le traitement des gaz, de groupes électrogènes de secours et de tout un complexe d'appareils de contrôle. Cette complexité est coûteuse. Aux États-Unis, on est certain que l'énergie mécanique et l'électricité peuvent être produites avec succès au moyen d'une pile atomique. L'objectif est de produire l'électricité à un prix soutenant la concurrence de l'électricité produite à partir du charbon. L'énergie électrique produite à partir du charbon revient particulièrement bon marché aux États-Unis, où les ressources naturelles et les progrès techniques ont concouru à en abaisser le coût. Nos études techniques sur les piles visent à nous permettre de parvenir à un prix de revient aussi bas, sinon plus avantageux. Par sa conception, la pile à eau bouillante permet de réaliser une installation beaucoup moins complexe que la plupart des autres piles, et l'on peut en attendre des avantages tant en ce qui concerne les dépenses d'investissement que les frais d'exploitation. Cette pile améliore donc la situation sur le plan de la concurrence, et cela pour de nombreuses raisons.

La cuve à pression de la pile et la température des cartouches de combustible sont deux facteurs d'importance primordiale. On part de l'hypothèse que, pour produire économiquement de l'énergie, la pile doit fonctionner à un taux de conversion élevé, c'est-à-dire qu'elle ne doit pas brûler uniquement de l'uranium-235. Aussi, dans toute la mesure du possible, les substances qui absorbent des neutrons doivent-elles être éliminées du cœur de la pile. Dans une pile à eau, où l'eau joue le rôle de ralentisseur et de réfrigérant, on atteint facilement ce but en mettant sous pression l'ensemble du cœur, notamment les cartouches actives et le ralentisseur. Pour cela, il est nécessaire de construire une enceinte étanche de grandes dimensions, ce qui pose un problème technique difficile et entraîne parfois des dépenses considérables. Dans une pile à eau sous pression, c'est-à-dire une pile refroidie avec de l'eau en phase liquide, la cuve peut devoir subir une pression de 100 atmosphères. En raison de la perte de température qui se produit lors de la formation de vapeur dans cette eau sous pression, on peut produire, pour la turbine, de la vapeur à une pression ne dépassant pas 20 atmosphères.

Le premier avantage remarquable de la pile à eau bouillante est que, pour produire de la vapeur à une pression de 20 atmosphères pour la turbine, on emploie une cuve dont la pression de travail est de 20 atmosphères seulement. La surpression qui, dans les piles à eau, est nécessaire pour empêcher l'ébullition, devient ici superflue. Cette réduction de la pression dans la cuve de la pile entraîne une diminution appréciable de coût et permet, en fait, de construire des cuves à pression pour des piles développant une énergie calorifique considérable.

Le second avantage, qui pour être difficile à saisir n'en est pas moins très important, concerne la température de la cartouche de combustible. Les piles à eau ayant un taux de conversion élevé utilisent généralement comme combustible de base un métal, l'uranium ou le thorium. Ces matières sont très sensibles à la corrosion dans l'eau chaude et doivent être protégées par d'autres matières ayant un faible coefficient d'absorption des neutrons. L'aluminium et le zirconium, métaux les plus indiqués pour les gaines de protection, sont eux aussi sujets à la corrosion, laquelle est fonction de la température. Il y a donc un avantage très réel à maintenir les cartouches actives à une température relativement basse. Dans la pile à eau bouillante, la vapeur sortant de la pile est utilisée directement dans la turbine : on élimine ainsi les pertes de température et de pression inévitables avec une chaudière à vapeur intermédiaire. De fait, on abaisse ainsi la température de fonctionnement de la cartouche de combustible.

Ces deux avantages suffiraient à eux seuls à justifier la mise au point de piles à eau bouillante à cycle direct. En outre, le système de circulation et les dispositifs de contrôle se trouvent simplifiés. Des expériences sont en cours depuis deux ans sur la pile à eau bouillante. Un grand nombre de ces expériences portent sur les caractéristiques de sécurité de cette pile. Je ne me propose pas aujourd'hui d'exposer en détail toutes ces expériences et je vous renvoie à cet égard au mémoire qui sera présenté par mon collègue, M. J. R. Dietrich, à la séance 6.2 de demain. Comme l'avait prévu S. Untermyer, la pile à eau bouillante se comporte de manière relativement favorable en ce qui concerne la sécurité.

On a étudié plusieurs cœurs de piles. Celle que, dans mon mémoire, j'appelle pile III, fonctionne à une puissance thermique de 15 000 kW et, par l'intermédiaire de la turbo-génératrice, développe une puissance électrique de 2 300 kW. L'utilisation de la vapeur de la pile dans une turbine pose de nombreux problèmes que l'on ne peut résoudre qu'en poursuivant les essais, parfois pendant longtemps. La turbo-génératrice ne fonctionne que depuis peu, mais elle a reçu, sous forme de vapeur, plus de 3 millions de kWh d'énergie, et l'expérience dont on dispose sur la marche de toute l'installation augmente sans cesse.

Comme on l'a déjà vu, l'uranium ou le thorium sont les combustibles à utiliser le plus généralement dans une génératrice nucléaire. On a mis au point des cartouches de combustible contenant ces matières et gainées de zirconium; quelques-unes de ces cartouches sont exposées par les États-Unis, dans le Palais des Nations. Pour le prototype qui fait l'objet de ce mémoire, on a jugé pratique d'utiliser une cartouche active de construction à la fois simple et peu coûteuse. En effet, les expériences qui sont faites pour déterminer les propriétés d'une pile à eau bouillante exigent que l'on fasse varier les dimensions de la cartouche de combustible, et il est donc essentiel que la construction en soit simple.

Cette pile fonctionne sous une pression de 300 livres par pouce carré (21 kg/cm^2). La température de ses cartouches actives est de 215 °C, ce qui permet d'utiliser l'aluminium dans la construction.

L'élément actif de base est une plaque faite d'un alliage d'aluminium et d'uranium, et revêtue d'aluminium. L'uranium est enrichi à 90 pour cent environ.

Le cliché 1 est une photographie d'une cartouche de combustible partiellement montée (fig. 2 de P/851). On voit que cette cartouche se compose de 24 plaques, qui sont soudées par points pour former une boîte à section carrée de 10 cm de côté. L'espace entre les plaques actives est de 0,5 cm, et c'est cet espace qui est rempli d'eau et de vapeur. La partie de la cartouche de combustible où se trouve l'uranium a 65 cm de longueur. Lorsqu'elle est en place, la cartouche de combustible comporte des prolongements à ses deux extrémités.

Pendant le fonctionnement, chaque cartouche de combustible doit produire en moyenne une énergie thermique de 170 kW; quant aux cartouches situées au centre de la pile, elles produisent une énergie voisine de 250 kW, étant donné que le flux de neutrons est le plus fort en cet endroit.

Je vais faire passer maintenant une série de clichés montrant la construction de la pile.

Le cliché 2 montre une coupe transversale de la cuve de la pile (fig. 4 de P/851). Cette cuve est revêtue extérieurement d'une couche isolante. Son diamètre est de 1,3 m et elle contient 88 cartouches du type que je viens de montrer. Il y a cinq barres de réglage, dont quatre sont du type à lame, ayant un demi-pouce (13 mm) d'épaisseur et environ un pied (30 cm) de large; elles sont en bore comprimé. La cinquième est en forme de croix et contient du cadmium. L'eau et la vapeur qui se forme dans le canal compris entre les plaques actives circulent vers le haut, et l'eau descend dans l'espace qui entoure le cœur.

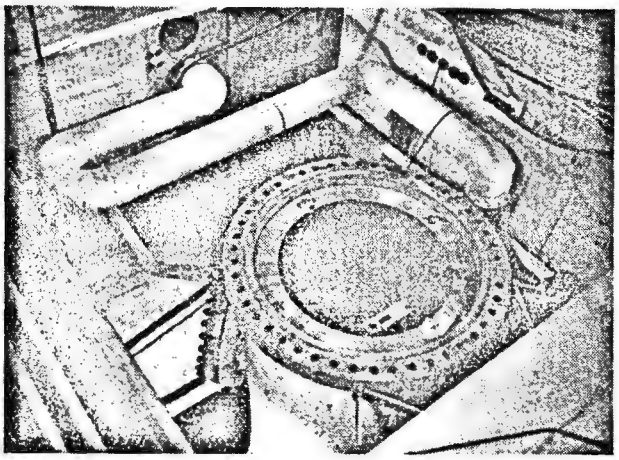
Le cliché 3 est une photographie de l'ensemble actif (fig. 5 de P/851). Voici une cartouche de combustible, fixée en haut et en bas. Elle est solidement maintenue par cette plaque d'acier inoxydable et par une plaque analogue en dessous. Les canaux perforés permettent aux lames de réglage de coulisser verticalement.

Le cliché 4 (fig. 3 de P/851) montre le cœur de la pile installé dans la cuve. L'ensemble actif, tel que nous venons de le voir sur le cliché 3, est fixé au couvercle de la cuve à l'aide de barres en acier inoxydable. Cette disposition permet d'enlever l'ensemble actif et de le remplacer par un autre de type différent. L'eau entre par la partie inférieure des cartouches de combustible, où elle est chauffée, formant ainsi de la vapeur. L'eau et la vapeur montent dans la cheminée qui surmonte la partie active de la cartouche de combustible. Cette cheminée, où la densité est réduite, favorise la circulation naturelle de l'eau, qui redescend par l'extérieur du cœur, et du mélange d'eau et de vapeur à travers le cœur. Les barres de réglage sont mues par des tringles qui traversent le couvercle plat de la cuve de la pile et un bloc de protection qui surmonte la cuve. Le grand espace qui se trouve au-dessus du niveau de l'eau dans la cuve de la pile joue le rôle de boîte de vapeur ou dôme de vapeur. La vapeur monte, et les gouttelettes d'eau retombent de telle sorte que la vapeur qui sort par la conduite de sortie est relativement exempte d'eau entraînée.

Le cliché 5 (fig. 7 de P/851) montre le schéma de principe de l'ensemble de l'installation. Ce schéma fait apparaître les simplifications importantes que la pile à ébullition a permis de réaliser. On voit en haut la conduite de vapeur alimentant la turbine. Il y a d'abord une soupape de sûreté ou d'équilibrage; ensuite une soupape régulatrice de pression, puis une vanne permettant de rejeter la vapeur dans l'atmosphère si on le désire; puis un séparateur où la vapeur est encore débarrassée de son humidité, puis la vanne à papillon classique de la turbine. La vanne qui conduit au condenseur est un régulateur de pression, qui reçoit la vapeur produite par la pile et dont la turbine n'a pas l'utilisation à un moment donné. La troisième vanne, qui conduit directement au condenseur, est reliée à la vanne à papillon de la turbine, si bien qu'au cas où une perte de charge se produirait dans la génératrice et provoquerait la fermeture soudaine du papillon, cette vanne s'ouvrirait instantanément, faisant passer la vapeur dans le condenseur. Ainsi, les modifications qui peuvent se produire dans le circuit de la vapeur n'ont aucun effet sur la marche de la pile.

Le condensat est renvoyé à la pile par une pompe : il traverse d'abord un réservoir d'eau d'alimentation, puis une pompe d'injection, ou une pompe d'eau d'alimentation, qui le refoule dans la pile. Au passage, il sert à refroidir l'eau qui sort de la pile, laquelle doit passer par le filtre et la colonne d'échange ionique, dont le rôle est de purifier l'eau avant de la renvoyer au réservoir d'eau d'alimentation. Le troisième circuit d'eau est un circuit auxiliaire, comprenant simplement une pompe et quelques réchauffeurs électriques : il permet de mettre l'eau en circulation dans la cuve de la pile et d'amener celle-ci à une certaine température en utilisant de l'électricité plutôt que de la chaleur nucléaire. Ce circuit n'est nullement indispensable.

Le cliché 6 (fig. 8 de P/851) est un schéma de l'ensemble de la pile. D'abord, nous remarquons que les parties essentielles sont placées en sous-sol. La cuve de la pile, haute de 16 pieds (5 m) environ, est installée dans une fosse protégée de tous côtés par du béton et de la terre. Le mécanisme des barres de réglage se trouve dans un logement en haut. Le bouchon de protection peut être déplacé latéralement lorsque l'on veut décharger la pile; auparavant, on désaccouple les tringles actionnant les barres de réglage et l'on inonde toute la fosse à des fins de protection. La partie supérieure de la cuve de la pile peut alors être soulevée et les cartouches de combustible peuvent être retirées une à une et transportées par une grue vers un réservoir de stockage. Dans une seconde fosse se trouve le mécanisme indiqué sur le schéma de principe. On voit le réservoir d'eau d'alimentation, la pompe d'eau d'ali-



Cliché 7. — Vue du sommet de la cuve de la pile.

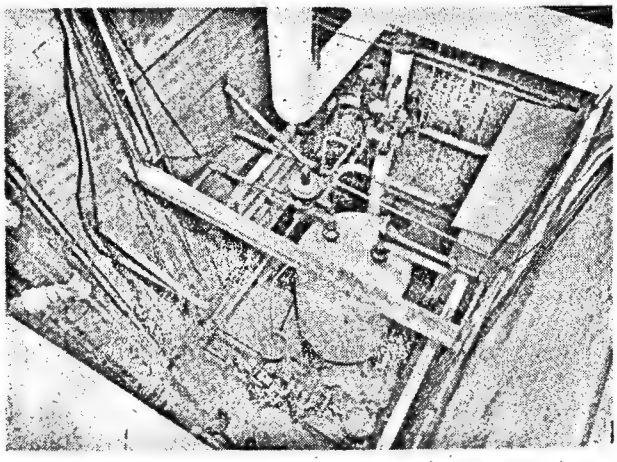
mentation, la pompe de circulation et, au-dessus, les réchauffeurs électriques.

La conduite de vapeur se dirige ensuite vers la turbine.

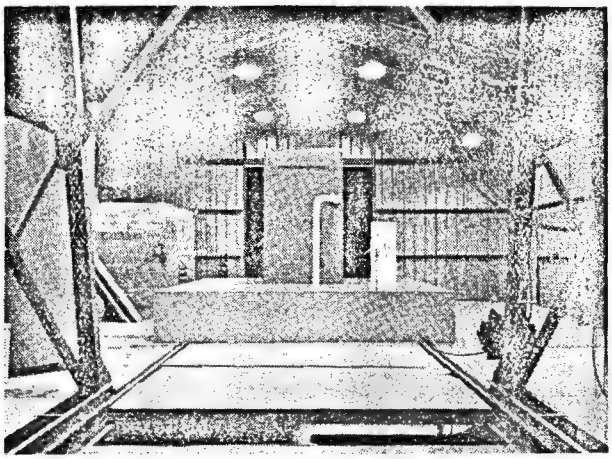
Le cliché 7 représente la cuve de la pile dans sa fosse, et l'on voit la pièce annulaire qui supporte l'ensemble du cœur de la pile.

Le cliché 8 est une vue de la fosse aux machines. En bas, en avant, on voit la pompe d'eau d'alimentation équipée d'un moteur de 50 ch, dont le débit maximum est de 90 gallons (340 litres) par minute.

L'une des caractéristiques de la pile à ébullition est que les machines auxiliaires sont de dimensions réduites et ne consomment pas beaucoup d'électricité. Le réservoir contient l'eau d'alimentation. La colonne verticale en parallèle avec la cuve de la pile porte tous les instruments qui permettent de mesurer le niveau d'eau dans la cuve. Il est extrêmement important de connaître avec précision et à tout moment ce niveau d'eau; on voit sur cette colonne les nombreux appareils qui mesurent et enregistrent ce niveau et commandent les pompes en conséquence.



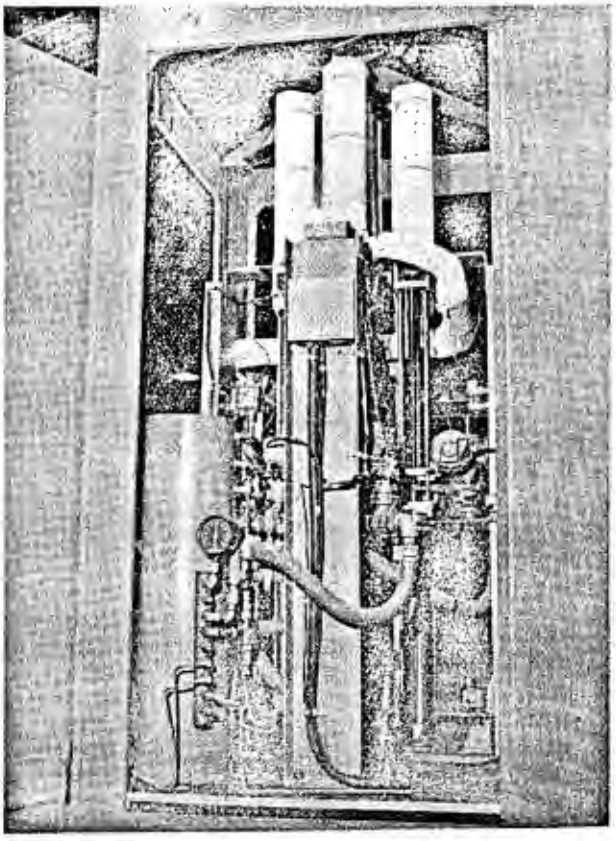
Cliché 8. — Vue de la fosse aux machines.



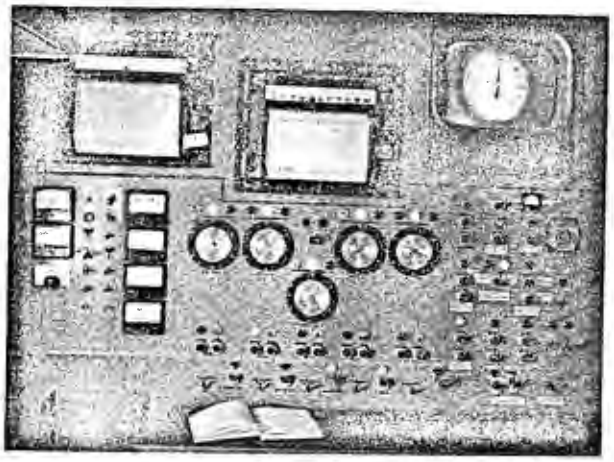
Cliché 9. — Intérieur du bâtiment abritant la pile.

Le cliché 9 est une vue de l'intérieur du bâtiment abritant la pile. Le logement des barres de réglage contient certains blindages auxiliaires indispensables au-dessus du bouclier amovible. La conduite qui se trouve devant le logement amène la vapeur de la pile à une partie du dispositif de commande. Je reviendrai sur ce point dans un instant. Au premier plan, nous voyons la construction qui abrite la fosse aux machines.

Le cliché 10 représente le dispositif de commande des barres de réglage, à l'intérieur du logement que



Cliché 10. — Vue des commandes des barres de réglage.



Cliché 11. — Vue du tableau de commande.

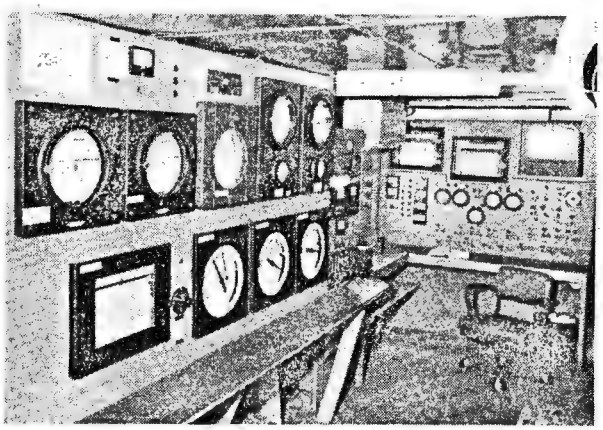
je viens de mentionner. L'espace disponible est presque entièrement occupé, parce que le dispositif de commande des cinq barres de réglage doit prendre le moins de place possible. Afin d'éviter que la pression interne de la cuve de la pile ne tende à repousser les barres de réglage hors de la pile, les tringles qui actionnent ces barres se terminent à leur partie supérieure par des pistons, maintenus par de la vapeur provenant de la cuve de la pile; la pression de la vapeur est ainsi équilibrée.

Le cliché 11 montre le détail du tableau de commande avec tous les instruments permettant de suivre la réaction provoquée par les neutrons de la pile. Les cinq cadrans centraux donnent les indications relatives aux cinq barres de réglage. Les deux enregistreurs inscrivent la densité de neutrons. A droite, un appareil de télévision indique la pression mesurée par un manomètre fixé à la conduite verticale, dans la fosse aux machines; cet appareil indique à présent une pression de 300 livres par pouce carré (21 kg/cm²) dans la pile. Les boutons de commande suffisent pour conduire la pile.

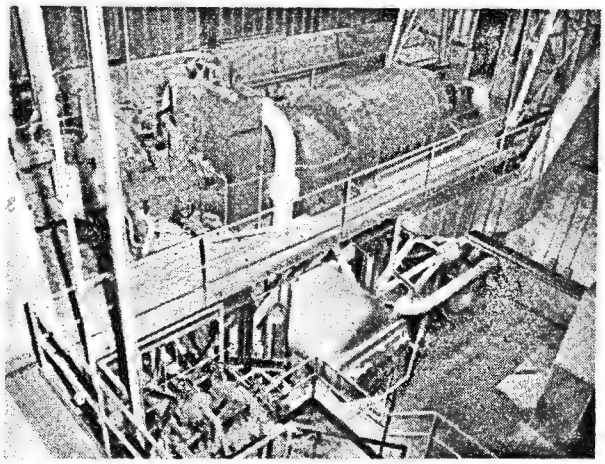
Le cliché 12 donne une vue d'ensemble de la salle de commande, montrant tous les instruments nécessaires pour faire fonctionner l'installation. Le tableau de commande que je viens de mentionner est à l'arrière-plan. Le panneau de contrôle à gauche donne des indications sur le débit de vapeur, la température de la vapeur, la température de l'eau, la radioactivité de la vapeur et les températures des diverses parties de l'installation.

Le cliché 13 donne une vue d'ensemble de la turbo-génératrice, dont la puissance nominale dépasse 3 000 kW. A l'heure actuelle, elle développe environ 2 000 kW d'électricité. On voit la turbine, la génératrice et, en dessous, le condenseur.

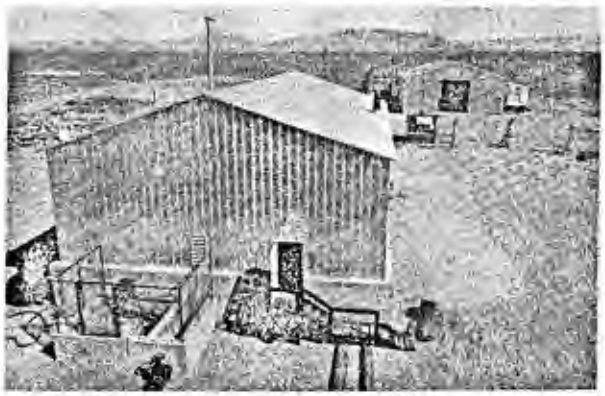
Le cliché 14 donne une vue générale des bâtiments, dont l'un abrite la pile et l'autre la turbo-génératrice. Une conduite aérienne de vapeur passe de l'un à l'autre, et l'on voit au premier plan la tour de refroidissement. Il s'agit là, bien entendu, de constructions utilitaires, puisque cette installation ne doit pas rester longtemps en fonctionnement.



Cliché 12. — Vue de la salle de commande.



Cliché 13. — Vue d'ensemble de la turbo-génératrice.



Cliché 14. — Vue des bâtiments abritant la pile et la turbine.

Maintenant que nous avons une idée de cette génératrice nucléaire et aussi, je l'espère, de sa simplicité, je désire donner quelques indications sur sa marche. Il a été possible de la faire fonctionner dans des conditions stables à toutes les pressions comprises entre la pression atmosphérique et une pression de 300 livres par pouce carré (21 kg/cm²).

Il est nécessaire, pour un fonctionnement régulier, que la quantité de réactivité correspondant à la formation des bulles de vapeur ne soit pas excessive. Néanmoins, le niveau de puissance est sujet, dans tous les cas, à de petites variations brusques, liées d'une manière évidente à la turbulence créée par la formation de vapeur. Il y a une relation directe entre la grandeur des écarts de puissance et la diminution de l'excès de réactivité due à la formation des bulles de vapeur, diminution que l'on compense par le retrait des barres de réglage.

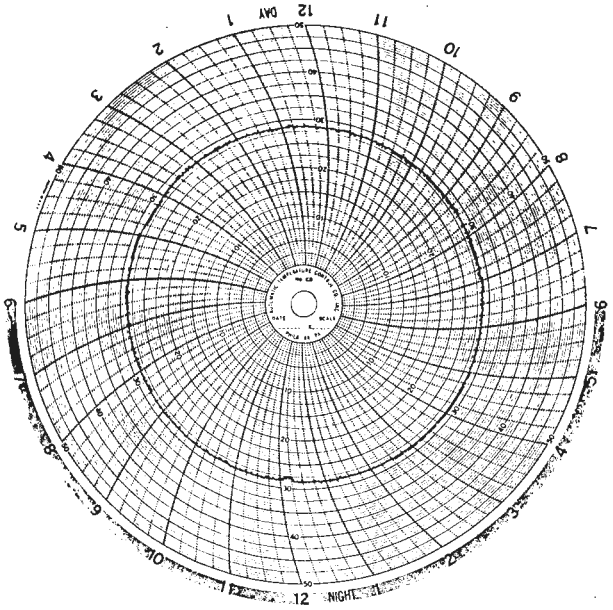
On a fait une série d'expériences pour déterminer la relation entre l'excès de réactivité dans les bulles et la densité de puissance, et cela pour diverses valeurs de la pression. On a observé que, quelle que soit la pression, la grandeur des écarts de puissance varie avec l'excès de réactivité dans les bulles de vapeur. Si l'excès de réactivité atteint une valeur trop élevée, on voit apparaître les oscillations de la puissance, et de nouvelles augmentations d'excès de réactivité dans la vapeur peuvent provoquer des sauts de puissance de la pile, de courte amplitude.

Le cliché 15 (fig. 10 de P/851) représente les courbes de la densité de puissance en fonction de l'excès de réactivité dans la vapeur, pour deux piles différentes désignées par les numéros II et III. La pile III a déjà été décrite; quant à la pile II, bien qu'utilisant la même cuve, elle était de beaucoup plus petites dimensions et avait un coefficient de réactivité de vapeur (négatif) plus élevé. Je peux définir le coefficient de réactivité de la vapeur comme étant le quotient de la fraction du volume du cœur occupée par les bulles de vapeur par la fraction de variation de réactivité provoquée par ces bulles. En conséquence, à une réactivité donnée correspond une quantité de vapeur par unité de volume plus élevée dans la pile III que dans la pile II, et la densité de puissance de la pile III est par conséquent plus élevée.

En d'autres termes, le coefficient cavitaire dû à la vapeur est plus faible dans la pile III que dans la pile II. C'est pourquoi nous obtenons une puissance plus élevée. Sur le diagramme, on a porté en ordonnée la densité de puissance du cœur en kilowatts par litre, et en abscisse l'excès de réactivité dans la vapeur exprimé en pourcentage.

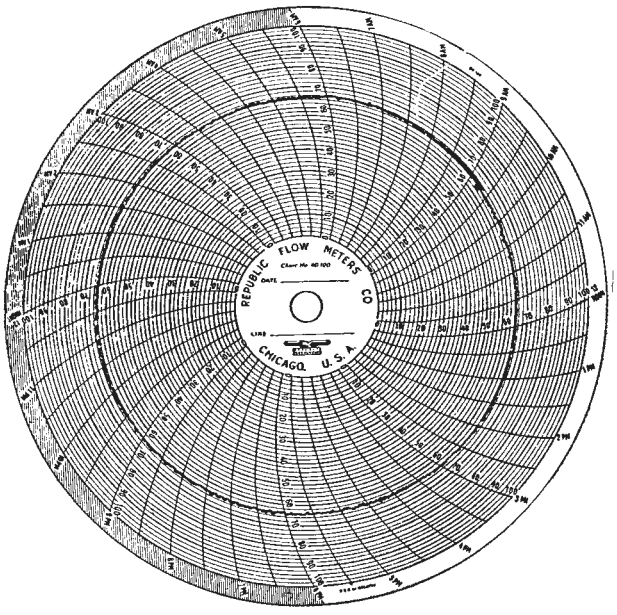
La courbe se rapportant à la pile II comprend des points pour plusieurs pressions de fonctionnement. Les valeurs de la densité de puissance que l'on peut atteindre pour une augmentation donnée de réactivité varient peu avec la pression, du moins dans l'intervalle de pression étudié. Les points auxquels je fais allusion sont ceux qui montrent que l'on n'élève pas la densité de puissance en augmentant la pression. Cela concorde avec certaines expériences effectuées en laboratoire.

Le cliché 16 (fig. 11 de P/851) reproduit les graphiques de puissance des piles II et III obtenus avec une chambre d'ionisation et un enregistreur rapide. Dans la pile II, la plus petite des deux, l'excès de réactivité dans les bulles de vapeur était de 2,6 pour cent (2 600 pcm). La puissance est portée verticalement selon une échelle relative et le temps horizontalement. La pile fonctionnait à 5 200 kW, mais le coefficient cavitaire étant plus élevé, le degré d'irrégularité est considérable, pouvant atteindre 15 pour cent. Dans la pile III, où à 12 000 kW le coefficient cavitaire atteint 1,5 pour cent (1 500 pcm) l'irrégularité est beaucoup moins forte et nous voyons que les fluctuations de la puissance ne dépassent pas 4 pour cent. Cette faible irrégularité de la puissance est un fait auquel on s'habitue rapidement, bien qu'il puisse surprendre ceux qui sont habitués aux tracés des piles plus classiques.



Pression de vapeur : ~ 290 livres/pouce carré (20 kg/cm²).

Cliché 17. — Diagramme de la pression de vapeur.



Débit de vapeur : ~ 39 000 livres (17 700 kg) par heure.

Cliché 18. — Diagramme du débit de vapeur.

Le cliché 17 représente un diagramme de la pression de vapeur, mesurée ici à la turbine. La pression à la turbine est de 290 livres par pouce carré (20 kg/cm²), et ce graphique s'étend sur 24 heures. Comme vous le voyez, il y a très peu de fluctuations importantes de la pression de vapeur.

Le cliché 18 représente un diagramme du débit de vapeur, qui est ici de 39 000 livres (17 700 kg) à l'heure, portant sur 24 heures également. On voit qu'il n'est pas difficile d'obtenir un débit de vapeur régulier et uniforme. Je puis ajouter que, pour obtenir un tel graphique, on ne déplace guère les barres de réglage une fois que le xénon est parvenu à l'équilibre.

Le cliché 19 (tableau 1 de P/851) résume les résultats des études sur la densité de puissance, obtenus avec trois milieux actifs différant par leurs dimensions, l'écartement des plaques et leur charge en uranium-235. La ligne 1 indique l'écartement des plaques, c'est-à-dire la largeur du canal d'eau plus celle de l'élément de combustible. La plaque de combustible revêtue d'aluminium a 1,5 mm d'épaisseur. La ligne 2 montre que le rapport entre le volume de métal et le volume d'eau va en diminuant pour les piles I, II et III successivement. La ligne 3 indique que l'on a modifié le nombre des plaques dans une boîte de combustible, modification négligeable puisque l'on avait également changé le dessin de la boîte. Le temps de vie effectif des neutrons n'a guère changé du fait que l'on a modifié ces rapports dans les proportions indiquées. La ligne 5 montre la quantité d'uranium-235 contenue dans chaque boîte, et l'on peut remarquer que l'on dispose, pour les piles II et III, de deux poids d'uranium. Ainsi, il est possible d'utiliser quelques-unes des plaques à charge plus lourde pour ajuster le coefficient cavitaire, c'est-à-dire le coefficient de vapeur. En plaçant certaines des plaques les plus lourdement chargées à la périphérie de la pile, on peut augmenter la fuite de neutrons, fuite qui détermine naturellement le coefficient cavitaire. Le coefficient de température, comme dans toutes les piles à eau, est important, et il diminuait au fur et à mesure que la quantité de métal était réduite d'une pile à l'autre. On voit ici le coefficient général de température, pour des températures allant de celle de la salle à la température de fonctionnement. Il ne faudrait pas supposer que le coefficient est constant pour toutes ces températures. La ligne 7 donne le coefficient cavitaire, qu'il a fallu calculer, étant donné que nous ne possédons pas le moyen de mesurer effectivement la fraction du volume occupée par la vapeur; on voit que le coefficient cavitaire diminue d'une pile à l'autre. La ligne 8 donne la densité de puissance en fonction du pourcentage de réactivité dans les bulles. Il s'agit là, bien entendu, du nombre critique de la pile, nombre que l'on souhaiterait voir aussi grand que possible. De fait, ce nombre a augmenté successivement ainsi qu'on le voit ici; mais on remarquera qu'en revanche, parallèlement à cette augmentation, le coefficient cavitaire a progressivement diminué. Lors de l'établissement du projet d'une pile, le technicien aura donc un choix à faire entre la sécurité et la densité de puissance qu'il désire atteindre dans sa pile. Il est évident qu'au fur et à mesure que ce coefficient diminue, la sécurité intrinsèque diminue légèrement elle aussi, tandis que la densité de puissance augmente. Il semble que le coefficient cavitaire de réactivité soit, parmi tous les facteurs étudiés jusqu'à présent, celui qui influe le plus sur le comportement du centre actif. Il est évident qu'il n'est pas possible, tant que l'on n'a pas étudié de façon approfondie les caractéristiques de la pile en ce qui concerne les sauts de puissance, de se prononcer valablement sur l'ordre de grandeur qu'il convient de donner au coefficient cavitaire lors du calcul d'une pile génératrice d'énergie. Le flux thermique moyen pour une plaque de combustible va de 3 à 4 calories par centimètre carré par seconde, son maximum étant de 7 calories par centimètre carré par seconde. Il est évident que l'émission de chaleur dans les piles à ébullition qui n'utilisent que la circulation naturelle de l'eau n'est pas élevée : le facteur qui limite la puissance est le débit de la vapeur sortant du milieu actif plutôt que le flux thermique émis par les plaques de combustible. Comme je l'ai déjà indiqué, on peut, dans cette pile à ébullition, ajouter sans danger des quantités de réactivité qui dépendent de la pression de fonctionnement. Les expériences faites jusqu'à présent indiquent que pour une pression de 300 livres par pouce carré (21 kg/cm²) et une épaisseur d'eau de 0,5 cm, on obtient un fonctionnement régulier en puissance même en enlevant 3,2 pour cent (3 200 pcm) de réactivité du fait des bulles de vapeur. Des expériences, faites à des pressions plus basses, montrent bien qu'au delà d'un certain excès de réactivité, l'instabilité apparaît. Il n'y a cependant pas lieu de trop s'en inquiéter, car à mesure que la réactivité est augmentée l'instabilité se manifeste par des oscillations du niveau de puissance. La période de ces oscillations est d'environ 0,4 seconde, et leur amplitude augmente au fur et à mesure que des quantités successives de réactivité sont enlevées par les bulles de vapeur. Il y a sur l'axe des excès de réactivité un intervalle très important pour lequel ces oscillations sont stables et ne peuvent prendre de plus grandes amplitudes que si la réactivité augmente encore. Lors de certaines expériences, la réactivité a été ajoutée à une vitesse déterminée, par le retrait des barres de réglage.

Le cliché 20 (fig. 12 de P/851) montre l'excès de réactivité ajouté par les barres en fonction du temps. La réactivité ajoutée est représentée verticalement en milliers de pcm, et le temps est indiqué en secondes sur l'axe horizontal. Nous voyons que la barre a été retirée progressivement; en quatre secondes environ, la réactivité ajoutée a été de 2,6 pour cent (2 600 pcm). Les résultats de cette expérience sont représentés sur le cliché suivant.

Dans le cas du cliché 21 (fig. 13 de P/851), le retrait de la barre a commencé lorsque la pile fonctionnait à 485 kW. Le temps, en secondes, est indiqué horizontalement, la puissance verticalement. La puissance a augmenté selon une période de 6,5 secondes environ, puis s'est stabilisée à 5,4 MW. Dans cette expérience, je le répète, un excès de réactivité de près de 3 000 pcm a été ajouté en 40 secondes environ. La puissance de la pile a augmenté mais s'est stabilisée malgré cette manœuvre assez brutale.

Le cliché 22 (fig. 14 de P/851) montre une expérience semblable. Cette fois, le même excès de réactivité, soit près de 3 000 pcm, a été ajouté en 160 secondes. La différence enregistrée se voit sur le cliché 23 (fig. 15 de P/851). La pile fonctionnait au départ à 1,2 kW seulement, l'eau n'était donc pas en ébullition. La puissance de la pile s'est accrue selon une période de trois secondes environ et s'est stabilisée à 4,3 MW. Nous nous sommes aperçus qu'il était pratiquement impossible, en manœuvrant les commandes de la pile, de se mettre en difficulté; on pourrait manœuvrer les commandes à l'aveuglette si on le désirait.

On s'est souvent demandé quelles pourraient être les conséquences, pour une pile à eau bouillante ayant un fort débit de vapeur, d'une fermeture brusque de la conduite de sortie de la vapeur. Ce cas pourrait se produire si la vanne-papillon de la turbine se fermait sans qu'il existe une vanne de dérivation comme celle dont j'ai parlé tout à l'heure.

Comme le montre le cliché 24 (fig. 17 de P/851), cette expérience a été faite sans vanne de dérivation. Sur l'échelle des puissances, nous voyons le point auquel la vanne a été brusquement fermée, alors que la pile fonctionnait à 1 900 kW environ. La puissance a augmenté et s'est stabilisée, tandis que la pression, partie d'environ 130 livres par pouce carré (9 kg/cm²) — pression normale puisqu'il s'agit d'un vase clos où se produisait une ébullition — a augmenté selon une ligne presque droite. Pourquoi la puissance de la pile s'est-elle stabilisée? La raison en est qu'au moment où la pression a augmenté, la température s'est accrue elle aussi, et le coefficient négatif de réactivité est intervenu pour stabiliser la puissance. On ne pourrait poursuivre indéfiniment dans ce sens, bien qu'on l'ait en fait essayé. La pile est équipée de soupapes d'équilibrage servant de soupapes de sécurité. Ces soupapes permettent de maintenir la pression à n'importe quelle valeur fixée à l'avance.

A plusieurs reprises, la fourniture d'électricité à l'installation s'est trouvée coupée pendant plusieurs heures, et ceci de façon tout à fait imprévue, pendant que la pile fonctionnait à pleine puissance et alors qu'il n'existait pas de groupe électrogène de secours. La chaleur occasionnée par cet arrêt a été facilement absorbée par l'ébullition, et il n'en est résulté aucun danger. On peut en conclure qu'une pile à ébullition n'exige guère de groupe électrogène de secours ou d'autre appareillage.

La radioactivité des fluides qui sont envoyés à la turbine présente un intérêt considérable. La radioactivité de la vapeur est essentiellement due à l'azote-16 qui se forme par une réaction (n, p) sur l'oxygène-16. La période de demi-vie est de 7,5 secondes. Les chiffres suivants caractérisent la radioactivité de la vapeur : à la surface d'une conduite de 6 pouces (152 mm) transportant de la vapeur à 290 livres par pouce carré (20 kg/cm²), elle est de 100 milliroentgens par heure; à la surface d'un carter de turbine, de 20 milliroentgens par heure; à la surface du réservoir à eau chaude du condenseur, quand ce réservoir est rempli d'eau, de 150 milliroentgens par heure. Lorsque la pile cesse de fonctionner, cette radioactivité tombe à une valeur négligeable, sauf dans le réservoir à eau chaude, où l'eau reste plus longtemps radioactive.

L'eau de la pile a une activité de 390 microcuries par litre. Plus des huit dixièmes de cette radioactivité sont dus au sodium-24. Étant donné la proportion relativement élevée de radioactivité due au sodium, on a examiné l'installation pour déterminer d'où provenait ce corps, et l'on a identifié deux sources différentes. En premier lieu, le déminéralisateur qui fournit à la pile l'eau d'alimentation produit une eau contenant une part de sodium pour un million, proportion qui est beaucoup trop élevée pour une telle alimentation d'eau; il est nécessaire et d'ailleurs facile d'y remédier. D'autre part, les tubes du condenseur présentent des fuites. L'eau de refroidissement du condenseur est de l'eau de puits très chargée en sodium. Par conséquent, des fuites, même minimes, dans le condenseur, fournissent assez d'eau brute pour expliquer l'activité due au sodium dans l'eau de la pile.

Les gaz évacués du condenseur par les éjecteurs de vapeur sont radioactifs. Leur activité est due principalement à de l'azote-16, à faible période. Elle comporte cependant aussi un composant que l'on a identifié comme étant de l'argon-41. Il ne faut pas s'en étonner puisque l'eau d'alimentation de la pile n'est pas désaérée; c'est l'argon contenu dans l'air qui devient de l'argon-41 radioactif. Le gaz extrait du condenseur par l'injecteur de vapeur contient 1,4 microcurie d'argon-41 par litre. La quantité totale d'argon-41 qui est envoyée dans l'atmosphère atteint seulement 240 millicuries par jour.

Lors de la construction de cette centrale, on ne pensait pas que sa durée d'utilisation dépasserait quelques années. Cependant, la pile, son appareillage auxiliaire et les machines utilisées pour la transformation de l'énergie, ne diffèrent sur aucun point important des constructions classiques. Les économies réalisées ne portaient que sur les bâtiments qui abritent les machines. Ceux-ci, bien qu'utilitaires ainsi que je l'ai déjà dit, sont entièrement équipés et conviendraient parfaitement à une centrale installée dans une région isolée, ou utilisée pour l'industrie extractive ou l'industrie de transformation.

Pour ces raisons, il est intéressant d'analyser le prix de l'installation et de déterminer le prix de revient de l'énergie produite par une centrale construite selon ces plans et utilisant comme combustible l'uranium enrichi.

Le cliché 25 présente d'une manière sommaire les coûts afférents à une telle installation (voir P/851). Celle que je viens de décrire a coûté 550 000 dollars. Au taux de 15 pour cent par an, les charges financières s'élèvent à 0,005 9 dollar par kilowattheure. Le prix de l'uranium enrichi varie entre 15 et 30 dollars le gramme. En partant de ces deux chiffres extrêmes, on peut calculer le coût total de l'énergie produite. A supposer un taux d'intérêt de 4 pour cent, le coût du combustible s'établira, dans le premier cas, à 0,000 76 dollar par kilowattheure et au double de cette valeur dans le second cas. La consommation de combustible représente, dans le premier cas, 0,003 85 dollar par kilowattheure et, dans le second cas, 0,007 7 dollar. On peut calculer les frais de fabrication des cartouches actives, étant donné que chacune d'elles coûte 425 dollars. Cela représente 0,001 7 dollar par kilowattheure. Les frais de traitement sont évalués à 5 dollars par gramme, ce qui représente 0,006 2 dollar par kilowattheure. Enfin, le personnel nécessaire au fonctionnement de l'installation — douze personnes au total — représente une dépense de 0,008 6 dollar par kilowattheure. La somme de ces éléments donne le coût total de l'énergie. On voit que la majeure partie de ce coût est imputable aux cartouches de combustible.

Pour conclure, j'aimerais dire que ce prix de revient n'atteint pas le double du coût de l'énergie produite par une centrale d'importance analogue alimentée au charbon. Lorsque l'on évalue le coût de l'énergie d'origine nucléaire, on peut être assez tenté d'effectuer les calculs pour des piles ayant une puissance calorifique considérable, parce que ces piles donnent les résultats les plus favorables. Toutefois, dans de nombreux pays, l'installation de centrales de grande puissance ne peut être encore envisagée. Nous sommes donc très heureux de constater qu'on a pu réaliser une installation de dimensions modestes qui produit de l'énergie à un coût qui se rapproche d'une valeur intéressante.

DISCUSSION DU MÉMOIRE P/851

Le PRÉSIDENT : Je donne maintenant la parole à M. Kroujiline, qui désire poser une question.

M. KROUJILINE (U.R.S.S.) : Le mémoire présenté par le professeur Zinn sur la pile hétérogène à eau bouillante présente un grand intérêt technique. Se fondant sur des expériences faites à l'échelle industrielle, ce mémoire rend compte très clairement du problème fort important que pose la stabilité de la pile. Des expériences directes ont montré qu'il est possible d'utiliser la pile à eau bouillante pour produire de l'énergie. En conséquence, la possibilité séduisante qui consiste à utiliser une pile où la vapeur est produite directement dans la cuve même de la pile devient une réalité.

A propos de ce mémoire, je me permets d'insister sur une question purement technique qui, à mon avis, présente une réelle importance. Il s'agit du problème qui consiste à obtenir de la vapeur exempte de gouttelettes d'eau. Il est certain, comme le professeur Zinn et les autres auteurs du mémoire l'ont indiqué, que de la vapeur extrêmement pure peut être obtenue dans le cas envisagé. Compte tenu de l'expérience acquise avec les chaudières à vapeur, on peut admettre que, dans ce cas, il est essentiel que la quantité de vapeur qui passe par le « miroir d'évaporation » ne dépasse pas certaines limites. Selon les données de l'Académie des sciences de l'Union soviétique, sous des pressions allant de 30 à 40 atmosphères, 20 tonnes de vapeur environ ayant la pureté indiquée peuvent être obtenues dans le miroir d'évaporation par heure et par mètre carré. Étant donné que, dans ce cas, il s'agit d'une cuve de pile ayant environ un mètre de diamètre, on ne peut, selon les données de l'Académie des sciences de l'Union soviétique, obtenir directement de la pile plus de 60 tonnes de vapeur par heure. Si la charge était plus élevée, la quantité d'humidité entraînée dans la vapeur deviendrait plus forte.

Si l'on augmente encore la charge du miroir d'évaporation, la circulation naturelle de l'eau dans la pile devient irrégulière. La conclusion qui semble donc s'imposer le plus naturellement est qu'une pile à eau bouillante et à circulation naturelle d'eau ne peut atteindre de grandes puissances. Cette conclusion peut s'appliquer à la conception de la pile qui a été décrite par le professeur Zinn. La production de vapeur convenable pour cette pile est de 250 à 500 tonnes par heure. Même en se servant des données extrêmement utiles et importantes contenues dans la communication du professeur Zinn, la réalisation d'une pile puissante à eau bouillante présentera encore des difficultés techniques. La question que je veux poser au professeur Zinn est la suivante : quelle est la puissance que l'on peut pratiquement envisager aujourd'hui pour une pile de ce type? J'ajouterai que les autres problèmes techniques, à savoir celui du transfert de la chaleur et de la circulation d'eau dans une pile à eau bouillante, sont plus ou moins élucidés et que, de ce point de vue, une pile de ce type est intéressante.

Des expériences assez étendues ont été effectuées dans l'Union soviétique sur le transfert de chaleur; elles ont montré que pour une pile de ce type on peut admettre un flux de chaleur de 1 500 000 kilocalories par mètre carré et par heure, ce qui représente une charge considérable. Cependant, comme le montre le mémoire du professeur Zinn, ce n'est pas là le seul facteur important. Dans l'Union soviétique, on dispose de nombreuses données expérimentales et théoriques concernant la circulation d'eau dans des conditions naturelles, et ces

données sont appliquées avec succès à l'étude d'installations de ce type.

M. ZINN (États-Unis d'Amérique) : J'essaierai de répondre aux questions que vient de poser le représentant de l'Union soviétique.

Premièrement, en ce qui concerne la puissance ou la taille d'une pile à eau bouillante, nous croyons savoir que l'on a mis au point des types réalisables jusqu'à 1 000 mégawatts d'énergie thermique, ce qui devrait pouvoir répondre à tous les besoins.

Il a été dit que l'on ne peut envisager une cuve à pression ayant plus de 2 mètres de diamètre. Or, nous espérons bien être en mesure de construire une cuve plus grande; j'ai expliqué, en effet, que la pile à eau bouillante n'exige aucune surpression. Les pressions auxquelles elle est soumise sont modestes, et nous pouvons songer à construire des cuves ayant peut-être jusqu'à 4 mètres de diamètre, ce qui, bien entendu, permettrait d'augmenter considérablement le débit de vapeur.

Nous reconnaissons que le problème qui a été soulevé, à savoir la sortie de la vapeur hors du cœur de la pile, présente une importance plus grande que celui de la vitesse de transfert de la chaleur à partir des cartouches de combustible.

Deuxièmement, nous ne proposons pas d'avoir recours à la circulation naturelle dans des piles de grandes dimensions. Nos expériences de laboratoire portant sur l'ébullition montrent clairement que la circulation naturelle offre des possibilités limitées. Néanmoins, elle est très utile pour des piles de faible et de moyenne grandeur.

Lorsque l'on songe à recourir à la circulation forcée, il faut se rappeler que la pompe utilisée pour une telle circulation est loin d'être soumise à des efforts aussi grands ou d'exiger une puissance aussi forte que la pompe utilisée dans une pile à circulation d'eau en phase liquide. Les conduites d'eau d'une pile à ébullition ont, par la force des choses, une large section; aussi la pression nécessaire à la pompe est-elle réduite, bien que le débit soit élevé.

Avec la circulation forcée, nous ne voyons pas que la quantité de vapeur retirée du cœur de la pile puisse être limitée.

J'attirerai encore l'attention sur un point qui a été signalé par la General Electric Company : une certaine quantité d'eau peut être retirée de la pile et vaporisée pour être utilisée dans un autre étage de la turbine, ce qui augmenterait la puissance de la pile sans diminuer ses caractéristiques de sécurité.

Il convient, certes, de vérifier ces différents points par l'expérience, et des études dans ce sens ont lieu actuellement. Cependant, nous ne pouvons nullement nous rallier à l'opinion selon laquelle les dimensions des piles à ébullition doivent être limitées.

Une autre remarque encore : la pile que j'ai décrite, dont le combustible est de l'uranium enrichi, pose certains problèmes quant aux dimensions, lesquels disparaissent si l'on utilise de l'uranium faiblement enrichi; en effet, les fuites de neutrons se font alors à l'intérieur des cartouches de combustible plutôt que vers l'extérieur de la pile.

Le PRÉSIDENT : Je vais prendre cinq minutes sur le temps alloué au président pour le mémoire suivant et donner la parole à M. Goodlet, du Royaume-Uni.

M. GOODLET (Royaume-Uni) : Je dois avouer, Monsieur le Président, que j'éprouve un certain scepticisme à l'égard des piles à ébullition, parce qu'il existe à leur sujet une contradiction fondamentale qui, à ma connaissance, n'a jamais été résolue. Si l'on veut qu'une pile à ébullition produise une grande énergie, il faut l'amener à produire une grande quantité de vapeur. Lorsqu'il se forme une grande quantité de vapeur, une forte proportion du volume du cœur est occupée par des bulles de vapeur, et l'on se heurte à des problèmes d'oscillations, que le professeur Zinn a si bien décrits dans son mémoire. J'espère que ses travaux permettront de résoudre ces difficultés non seulement en théorie, mais d'une façon pratique.

Je désire maintenant poser une question concernant la sécurité fondamentale de cette pile à ébullition. Il me semble qu'en cas de rupture d'une conduite de vapeur, la pression retombe à un niveau voisin de la pression atmosphérique, et il se forme du fait de la brusque décompression une forte quantité de vapeur; mais la détente refroidit également l'eau restée dans la pile; celle-ci se trouvera alors remplie d'eau à 100 °C environ. La même chose se produirait dans les piles à eau sous pression, et, de ce point de vue, je ne vois guère de différence entre ces deux types de piles en ce qui concerne la sécurité fondamentale et les ruptures qui peuvent se produire du fait de la vapeur et de l'eau. Le professeur Zinn pourra peut-être fournir des précisions à ce sujet.

M. ZINN (États-Unis d'Amérique) : Votre remarque est juste. Je regrette seulement que le temps dont je disposais ne m'ait pas permis de vous faire part d'une expérience que nous avons faite. Lors de cet essai, nous avons ouvert les conduites de vapeur, ce qui a permis à la pression de tomber dans la pile. Nous avons constaté que le phénomène était relativement lent pour toutes les conduites de vapeur reliées à la pile; la décompression peut durer 20, 30 ou 40 secondes, temps pendant lequel il est possible d'introduire les barres de sécurité avant que la température ne baisse jusqu'au point où la pile commence à présenter un excès de réactivité dû à la vaporisation.

Une autre expérience encore a été faite : on a laissé la vapeur s'échapper par une petite ouverture sans que la pile soit arrêtée; au bout d'un certain temps, le réflecteur supérieur disparaît, ce qui a également pour effet d'arrêter la pile. La situation dont vous avez parlé peut donc se produire, mais

elle n'implique absolument aucun danger, étant donné les constantes de temps assez grandes qui entrent en jeu.

Le PRÉSIDENT : J'ai une question écrite de M. Dunworth, du Royaume-Uni, que je vais lire pour gagner du temps : « A-t-on pu constater que des réactions se produisaient entre l'eau et l'aluminium? »

M. ZINN (États-Unis d'Amérique) : Nous n'avons rien constaté de tel lors de nos travaux. Je puis néanmoins déclarer que chaque fois que l'on a affaire à ces cartouches de combustible, il faut envisager la possibilité de réactions chimiques, celles-ci étant permises du point de vue thermodynamique. De nombreuses expériences ont été faites à ce sujet. Lorsque l'épaisseur et l'état de l'aluminium étaient analogues à ceux de l'aluminium utilisé dans une pile, aucune réaction n'a été constatée; lorsqu'au contraire on s'est efforcé de traiter l'aluminium soit en le contaminant, soit en le fractionnant d'une façon particulière, on a pu observer une réaction chimique.

Séance II A

PROJETS DE GÉNÉRATRICES NUCLÉAIRES

LISTE DES MÉMOIRES

			Pages
P/333	Récupération de l'énergie dégagée dans G 1, pile à graphite refroidie à l'air	P. Chambadal et M. Pascal	95
P/337	Projet de pile à double fin : G 2	P. Ailleret *et al.*	99
P/336	Détection des ruptures de gaine dans les piles refroidies par phase gazeuze	J. Labeyrie et A. Roguin	101
P/492	Projet de centrale nucléaire avec pile à ralentisseur en graphite	R. K. Andersen *et al.*	107
P/493	Centrale électronucléaire de 75 000 kilowatts équipée d'une pile à graphite et sodium	C. Starr	114
P/936	Projet d'un prototype à échelle réduite de pile homogène génératrice d'énergie, alimentée par de l'oxyde d'uranium en suspension	H. de Bruyn *et al.*	135
P/938	Suspension « sèche » d'oxyde d'uranium pour génératrice nucléaire hétérogène	H. de Bruyn *et al.*	141
P/494	La pile à combustible métallique liquide (LMFR)	F. T. Miles et C. Williams	146
P/491	Projet de pile autorégénératrice à neutrons rapides	A. Amorosi *et al.*	157

Récupération de l'énergie dégagée dans G 1, pile à graphite refroidie à l'air

par P. Chambadal * et M. Pascal **

Le plan quinquennal dont le Commissariat à l'énergie atomique assure l'exécution depuis 1952 comprend, entre autres objectifs, la réalisation des deux premières piles françaises à ralentisseur en graphite. La construction de G 1, entreprise en mai 1954 à Marcoule — lieu-dit du Gard situé à 30 km au nord d'Avignon — est conduite de façon que cette pile (destinée à la fabrication de plutonium) puisse diverger au début de 1956 et atteindre sa pleine puissance au début du second semestre de la même année.

LA PILE G 1

On sait que cette première pile utilisera comme combustible de l'uranium naturel, comme ralentisseur du graphite et comme fluide de refroidissement de l'air à une pression voisine de la pression atmosphérique. La puissance thermique totale attendue de la pile est de 40 MW pour une charge de 100 t d'uranium naturel, gainé de magnésium et constituant des cartouches longues de 3,80 m; l'uranium est utilisé en barreaux de longueur 100 mm et de diamètre 26 mm; le profil de la gaine comporte huit ailettes, son diamètre hors tout atteignant 62 mm pour un diamètre des canaux percés dans le graphite de 70 mm.

L'empilement de graphite, dont la forme générale est celle d'un cylindre de 8,840 m de longueur (pour 0,660 m de réflecteur, en moyenne) et 9,600 m de diamètre (pour 0,660 m de réflecteur, en moyenne), est coupé dans sa section droite médiane par une fente de 80 mm d'épaisseur. Il est percé de 1 337 canaux horizontaux par demi-pile, destinés à contenir l'uranium.

L'air de refroidissement, aspiré en tête d'une cheminée, haute de 25 m, passe sur un panneau de filtres amont retenant — aux termes des essais préliminaires effectués — 97 pour cent des poussières contenues dans l'atmosphère. Les groupes d'électro-soufflantes sont placés en amont de la pile, immédiatement après le panneau filtrant précité. Ces groupes, entraînés par des moteurs alimentés sous 5 500 V et de puissance unitaire de 2 600 kW, sont prévus pour un débit d'air unitaire de 80 m³/s sous une pression de 2 500 mm d'eau. Avant d'atteindre la pile, l'air traverse des tours de réfrigération (échange thermique air-eau — ruissellement d'eau sur plaques métalliques — débit d'eau : 200 m³/h — filtre à la sortie de l'air réfrigéré) qui ramènent sa température d'entrée dans la pile à 18 °C.

Un collecteur achemine ensuite le fluide de refroidissement vers la fente, pour laquelle des essais sur maquette ont été réalisés à la Société Rateau, en vue de contrôler la répartition théorique par canal.

Dans ces conditions, l'air qui a traversé la pile sortira à une température voisine de 220 °C. L'Électricité de France et le Commissariat à l'énergie atomique ont estimé, une fois connues les données du projet rappelées ci-dessus, qu'il était opportun d'étudier et de réaliser une installation de récupération d'énergie; cette étude — il est utile de le préciser — n'a été entreprise que bien après le projet de la pile proprement dite. On peut dire que l'ensemble reste sous le signe de la modestie : G 1 est la première pile plutonigène française et son ambition est limitée, la centrale de récupération d'énergie est surtout un prototype destiné à permettre aux techniciens français d'étudier le plus tôt possible le comportement d'une installation productrice d'énergie empruntant sa chaleur à une source nucléaire.

LA RÉCUPÉRATION D'ÉNERGIE

L'air sortant de la pile traverse un échangeur air-eau dont les caractéristiques sont indiquées ci-dessous :

Surface d'échange : 58 000 m²

Timbre : 35 hpz

Gaz : Température d'entrée : 220 °C
Température de sortie : 80 °C
Débit : 257 kg/s
Surpression à l'entrée : 300 kg/m²
Vitesse moyenne dans l'échangeur : 6,95 m/s.

* Électricité de France.

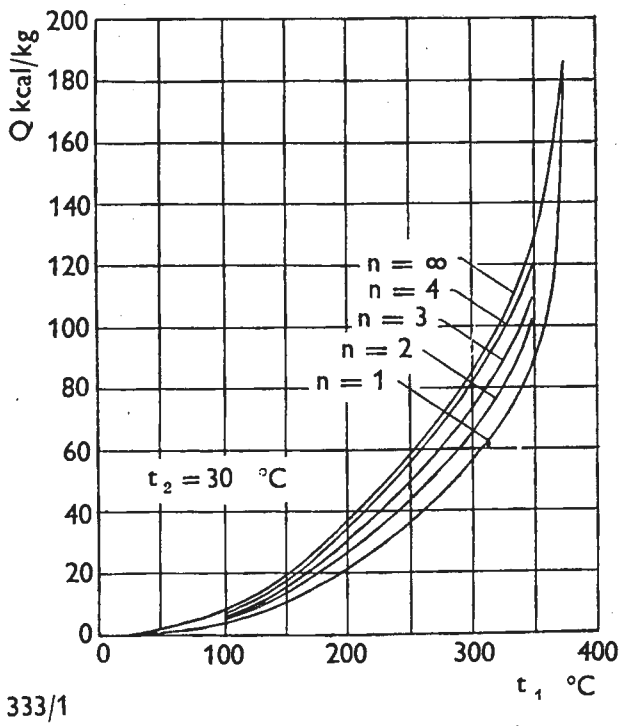
** Direction industrielle du Commissariat à l'énergie atomique.

Eau : Température d'entrée : 60 °C
Température de sortie : 200 °C
Débit : 61 kg/s
Pression à l'entrée : 20 kg/cm²
Vitesse de l'eau : 1,18 m/s.

L'échange calorifique atteindra 31 500 000 kcal/h pour des pertes par les parois de 315 000 kcal/h, soit un rendement de 99 pour cent.

Ainsi, aucune vaporisation ne se produit dans l'échangeur, ce qui évite les dépôts de sels, inévitables dans une chaudière ordinaire, qui entraînent risque de corrosion et réduction du coefficient de transmission. En outre, l'échangeur est extrêmement simple, et l'on peut espérer que les opérations d'entretien et de réparation — d'autant plus délicates que le fluide chaud s'est activé en traversant la pile — seront très réduites. Enfin, les liaisons entre échangeur et salle des machines (où sont regroupés bouilleurs et turbine dont il va être question) se réduisent à des conduites de petit diamètre, ce qui permet d'éloigner la salle des machines de la pile autant qu'on le voudra.

L'eau réchauffée dans l'échangeur passe dans des bouilleurs où l'abaissement simultané de la pression et de la température de l'eau entraîne une vaporisation partielle du liquide, la vapeur produite étant ensuite détendue dans une turbine. L'étude du cycle thermodynamique a permis de dresser, pour une température finale de 30 °C, des courbes donnant l'énergie utile théorique en kcal/kg en fonction de la température d'entrée et du nombre de bouilleurs (voir fig. 1).



333/1

Figure 1. — Variation de l'énergie utile en fonction du nombre de bouilleurs et de la température initiale.

Trois bouilleurs sont prévus en série; ils alimentent en vapeur trois étages d'une turbine dont les caractéristiques principales sont indiquées, pour le régime normal :

1. *Circuit des bouilleurs*

Débit d'eau

Entrée du 1er bouilleur	61,2	kg/s
Entrée du 2e »	55,67	»
Entrée du 3e »	50,99	»

Quantité d'eau vaporisée

Dans le 1er bouilleur . .	5,53	kg/s
Dans le 2e » . .	4,68	»
Dans le 3e » . . .	3,85	»

Enthalpie de l'eau

Entrée du 1er bouilleur	203,2	cal/kg
Sortie du 1er »	156,8	»
Sortie du 2e »	112,5	»
Sortie du 3e »	69,94	»

Pression de vapeur

1er bouilleur	5,64	kg/cm² abs
2e »	1,57	»
3e »	0,318	»

Température de vapeur

1er bouilleur	155,7	°C
2e »	112,2	»
3e »	70	»

2. *Température eau de circulation* . . . . . 20 °C

3. *Détente turbine*

Débit de vapeur

Admission 1er groupe d'étages	19 950	kg/h
Échappement 1er groupe d'étage	19 500	»
Admission 2e groupe d'étages	36 400	»
Échappement 2e groupe d'étages	34 380	»
Admission 3e groupe d'étages	48 240	»
Échappement au condenseur	46 140	»
Titre à l'échappement .	0,975	

Pression de vapeur

Admission 1er groupe d'étages	5,64	kg/cm² abs
Admission 2e groupe d'étages	1,57	»
Admission 3e groupe d'étages	0,318	»
Échappement au condenseur	0,035	»

Enthalpie de vapeur

Admission 1er groupe d'étages	657	cal/kg
Admission 2e groupe d'étages	643	»
Admission 3e groupe d'étages	627	»
Échappement au condenseur	608,6	»

4. *Condenseur*

Vide	0,035 kg/cm² abs
Température de l'eau condensée	27 °C
Enthalpie eau condensée	27 cal/kg

5. *Prélèvements d'eau condensée en cours de détente*

Débit d'eau condensée extraite :

1er groupe d'étages . .	680 kg/h
2e » » . .	2 300 »
3e » » . .	2 100 »

L'alternateur entraîné à 3 000 tours/mn fournit, en régime normal, 5 750 kW sous une tension aux bornes de 5 500 V. Son rendement est de 96,75 pour cent et son cos φ de 0,8.

Le groupe turbo-alternateur (turbine Rateau et alternateur Alsthom) est à axe vertical, ce qui facilite l'évacuation de l'eau condensée aux différents étages de la turbine.

Le schéma d'ensemble de l'installation est donné par la figure 2.

Il fait apparaître un accumulateur d'eau chaude qui, dans le cas où une panne de secteur pourrait entraîner un arrêt de la pile, peut alimenter directement les bouilleurs. Cet accumulateur et ce groupe turbo-alternateur ont été prévus de façon que, pour une période exceptionnelle de surcharge limitée à 30 minutes (temps pendant lequel l'eau nécessaire au fonctionnement des tours de réfrigération provient directement d'un réservoir de 2 000 m³ situé sur la colline qui borde le site de Marcoule), la puissance disponible atteigne 8 000 kW. Il est donc possible, pendant cette période, d'entraîner trois électro-soufflantes et ainsi de maintenir la pile à sa puissance normale. Grâce à ce dispositif, l'installation de récupération d'énergie constitue, pour la pile G 1, un procédé d'alimentation de secours qui permettra sans doute — car les pannes de secteur de durée supérieure à 30 minutes surviennent, dans la région considérée, à la fréquence moyenne d'une par an — de réduire considérablement le nombre des arrêts de la pile dus à de telles pannes.

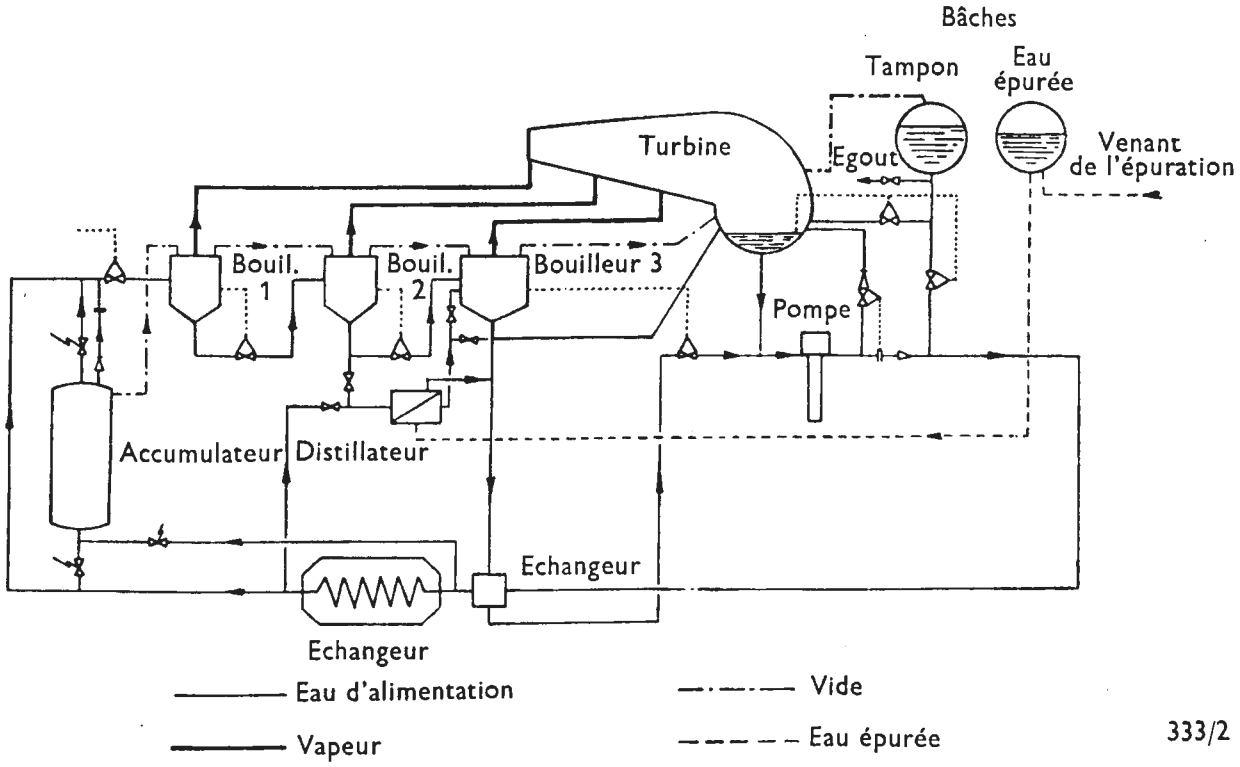


Figure 2. — Schéma de l'installation G 1.

ASPECT ÉCONOMIQUE

Étant bien rappelé que l'installation qui vient d'être décrite n'a pas dans son projet initial de souci de rentabilité, il est précisé que les investissements auxquels elle a conduit s'élèvent à 676 millions de francs, environ.

***

Ainsi, indépendamment de l'intérêt de secours qui est souligné plus haut, l'installation réalisée doit permettre d'étudier, au moment où seront mises en projet des installations à échelle industrielle, l'exploitation d'une station de récupération d'énergie empruntant ses calories au fluide de refroidissement d'une pile atomique. La technique ainsi mise au point pourra retrouver une utilisation dans l'avenir chaque fois que le problème se posera de récupérer de l'énergie électrique en aval d'une pile primaire essentiellement plutonigène, et qui fonctionnerait donc à des températures modérées.

Projet de pile à double fin : G2

par P. Ailleret*, P. Taranger** et J. Yvon***

Soucieux d'aboutir le plus rapidement possible aux applications pacifiques de l'énergie atomique, c'est-à-dire à des centrales industrielles, le Commissariat à l'énergie atomique a choisi la voie des grandes piles à uranium naturel, utilisant le graphite comme ralentisseur, et un gaz sous pression comme fluide de refroidissement.

Concentrant les moyens français vers cette voie, c'est-à-dire évitant à l'origine de les disperser sur la séparation des isotopes de l'uranium ou la production massive d'eau lourde, on a préparé la pile G 2 en réalisant successivement la pile de Saclay (P 2) et la pile G 1, qui sont décrites dans d'autres communications françaises. C'est-à-dire que l'on a acquis l'expérience du refroidissement par gaz sous pression dans une pile à eau lourde expérimentale, tandis que l'on abordait l'usage du graphite sur un type simple de pile refroidie à l'air.

La seconde pile à graphite française, G 2, est maintenant en construction à Marcoule, dans le département du Gard : elle fonctionnera dans deux ans.

Il s'agit, par conséquent, d'une pile utilisant l'uranium naturel comme combustible, le graphite comme modérateur, et le gaz carbonique comprimé comme fluide de refroidissement.

Le projet résulte des études conduites en collaboration par :

— le Commissariat à l'énergie atomique (Département d'études de piles),

— l'Électricité de France (Sous-région d'équipement nucléaire),

— l'industrie française (Société alsacienne de constructions mécaniques, Société des forges et ateliers du Creusot, Société Rateau, Alsthom).

Le cylindre actif

Le combustible (100 tonnes d'uranium) est sous forme d'éléments cylindriques de 26 millimètres de diamètre et de 300 millimètres de long, constitué par un alliage d'uranium naturel à très faible teneur d'aluminium. Chaque élément est gainé par un tube de magnésium muni d'ailettes, qui lui est mécaniquement lié.

Ces « cartouches » reposent dans des canaux de 70 millimètres creusés horizontalement dans le graphite : cette disposition horizontale, peut-être moins satisfaisante qu'une disposition verticale, pour l'esprit de certains mécaniciens, a été pourtant retenue en raison des moindres difficultés d'ordre métallurgique qu'y pose la tenue du combustible.

Le graphite dans lequel sont taillés les canaux a une densité de 1,70 et une section efficace de capture de 4 millibarns (neutrons de 2 200 mètres par seconde, azote déduit).

Il se présente sous forme de barres de section carrée dont le côté (200 millimètres) a précisément les dimensions du réseau, carré lui aussi.

L'empilement de ces barres de graphite est effectué dans un dièdre droit dont le plan bissecteur est vertical. Aux dimensions du cylindre actif (hauteur : 8,45 mètres; diamètre : 7,80 mètres) qui correspondent à 1 200 canaux, il convient d'ajouter un réflecteur périphérique latéral de 0,500 mètre.

Dans ces conditions, la réactivité, déduction faite des réserves nécessaires à la marche à pleine puissance (effet de température) et à la compensation de l'empoisonnement (xénon, samarium...), soit environ $3\,500 \times 10^{-5}$, laisse une marge de quelques milliers de pcm (10^{-5}) qui permettra en particulier une production accessoire d'uranium-233 à partir de thorium, l'utilisation d'uranium naturel légèrement appauvri, un aplatissement du flux neutronique ou des combinaisons de ces trois facteurs.

Contrôle et sécurité

Les dispositifs de contrôle et de sécurité sont ceux que comporte toute pile, pour permettre les mesures et réglages de la puissance et de la réactivité, les mesures de températures et de pressions, l'intensité des rayonnements, la détection préventive des fissures de gaines.

Renouvellement du combustible

Il est assuré sans qu'il soit besoin d'arrêter la pile : par l'intermédiaire d'un sas étanche mobile, les cartouches sont introduites dans la pile sur la

* Membre du Comité de l'énergie atomique, Directeur général des études et recherches de l'Électricité de France.

** Directeur industriel au Commissariat à l'énergie atomique.

*** Chef du Département des études de piles au Commissariat à l'énergie atomique.

face de sortie du fluide de refroidissement. Chaque cartouche neuve est automatiquement poussée dans un canal, poussant devant elle les cartouches du même canal antérieurement chargées.

A leur sortie, les cartouches usées sont évacuées par gravité dans des glissières inclinées à 45° et c'est cette inclinaison qui a déterminé celle de l'empilement de graphite.

Toutes les glissières aboutissent à un dispositif hélicoïdal, ralentisseur de chute, qui permet l'évacuation des cartouches hors de l'enceinte étanche, avec une vitesse faible et indépendante de la position qu'elles occupaient dans la pile.

Ces dispositifs sont contenus dans l'enceinte biologique.

Enceinte biologique. Caisson

L'ensemble du bloc-pile, des dispositifs de renouvellement du combustible et de la protection thermique doit être enfermé dans une enceinte étanche, résistante à la pression (le gaz carbonique assure le refroidissement à une pression moyenne de 15 hectopièzes) et percée d'un grand nombre de trous (entrée du combustible, circulation des gaz, barres de contrôle, etc.).

Un réservoir cylindrique d'acier de hauteur et de diamètre bien supérieurs à 10 mètres, répondant à ces conditions, eût, indépendamment des considérations de prix ou de délais, posé des problèmes techniques d'approvisionnement et de construction (soudures, recuit, en particulier) en tout état de cause très difficiles.

Il était, d'autre part, naturel de tenter d'utiliser la présence obligatoire autour d'une pile de l'écran biologique et de construire un caisson étanche en béton.

Mais dans le cas présent, le béton armé classique ne semble pas devoir être retenu, en raison presque paradoxale de la trop grande simplicité mécanique du problème constructif : les formes de l'ouvrage et les conditions de charge rappellent celles d'une conduite forcée et ne requièrent pas assez expressément l'appel aux qualités essentielles du béton armé classique : monolithisme et faculté d'adaptation, grâce à laquelle les ressources de l'hyperstatisme sont pleinement exploitables, dans le cas, par exemple, d'un ouvrage à étages et travées multiples, formé de cadres entrecroisés.

On a donc retenu une solution en béton précontraint, où toute la résistance du corps cylindrique est demandée à la précontrainte (frettes), laquelle joue encore un grand rôle dans la stabilité des fonds et, surtout, dans leur solidarisation avec le corps cylindrique.

Le choix de taux de contrainte modéré permet de conserver un avantage du béton armé classique sur le réservoir d'acier : celui de réduire une explosion à des fuites, dans le cas où l'usure due aux variations de température et au rayonnement ne permettrait pas de résister à un incident de pression.

Enfin, et pour éviter toute fuite du caisson en béton, celui-ci est tapissé intérieurement d'une chemise en tôle d'acier : la circulation de gaz carbonique froid entre cette chemise et la protection thermique permet de maintenir le béton à une température admissible.

Circuit de refroidissement

Le flux dans l'uranium ($2{,}5 \times 10^{13}$ neutrons par centimètre carré et par seconde au centre de la pile) décroît vers la périphérie. Deux limites de température, suivant que l'on considère donc le centre ou la périphérie de la pile, commandent le dispositif de refroidissement : il ne faut dépasser ni 550 °C au cœur de l'uranium, ni 400 °C sur les gaines de magnésium.

D'autre part, un équilibre entre les deux buts de la pile, la production de plutonium et celle d'énergie, impose l'admission d'un fluide plus froid dans les canaux centraux.

On a donc divisé la face d'entrée du gaz carbonique en trois secteurs concentriques où le gaz est admis à des températures différentes et réglables. Un laminage, par canal, assure, à la sortie, une finition du réglage.

Les gaz provenant des trois secteurs se mélangent à la sortie, à une température moyenne supérieure à 300 °C. Cependant, un prélèvement des gaz périphériques, plus chauds, permet la surchauffe de la vapeur : celle-ci est produite dans un système d'échangeurs-bouilleurs et, par l'intermédiaire de turbines classiques, entraîne un alternateur et les compresseurs de gaz carbonique. Une petite chaudière annexe est donc nécessaire pour le démarrage des installations qui fournissent ainsi, à pleine puissance, une puissance nette d'environ 30 000 kW.

Détection des ruptures de gaine dans les piles refroidies par phase gazeuse

par Jacques Labeyrie * et André Roguin **

INTRODUCTION

Dans une pile atomique comportant des barres ou des plaques refroidies par un fluide gazeux, des fissures risquent de se produire dans les gaines assurant la séparation étanche entre le gaz de refroidissement et les matériaux fissiles. A travers ces fissures, des produits radioactifs provenant de la fission risquent de sortir et de polluer ainsi fortement les canalisations situées en aval. D'autre part, dans certains cas, le gaz rentrant par la fissure peut réagir sur le métal et produire des gonflements des barreaux ou des plaques rendant leur extraction ou leur manipulation ultérieure difficile. Il est donc nécessaire de pouvoir déceler la formation de ces fissures dès que possible.

Certaines de ces fissures restent petites, donc peu dangereuses, tandis que d'autres se développent à une allure plus ou moins rapide. Il est donc également nécessaire de pouvoir suivre l'évolution de ces fissures au cours du temps.

Nous décrivons ci-dessous le principe d'un appareil destiné à surveiller la totalité des cellules d'une pile. Nous indiquons, en outre, les grandes lignes et la réalisation d'un tel appareil utilisé pour la surveillance d'une pile à uranium naturel, refroidie par circulation d'air au voisinage de la pression atmosphérique.

PRINCIPE

Le phénomène physique, utilisé pour déceler la formation d'une fissure, est l'apparition dans le courant du gaz de refroidissement, en aval du barreau ou de la plaque sur laquelle s'est produite la fissure, des produits de fission dispersés dans ce gaz de refroidissement. On utilise aisément en dehors de la pile la radioactivité du gaz ainsi pollué pour signaler l'apparition de la fissure ou pour suivre son évolution. Cette activité du gaz est suffisante pour que l'on puisse déceler les fissures de l'ordre du millimètre carré, même si l'on ne prélève qu'une fraction du gaz de refroidissement et si on ne l'observe que plusieurs secondes après son passage au niveau de la fissure.

PRINCIPAUX PRODUITS DE FISSION FORMÉS

Nous indiquons dans le tableau 1 les principaux produits de fission de l'uranium-235 intéressants pour cette détection, ainsi que leurs ascendants et leurs descendants, les différentes périodes, les rendements des produits et les énergies des rayons β et γ qu'ils émettent.

DÉFINITION D'UNE FISSURE

Une fissure est une ouverture dans la paroi de la gaine entourant la matière fissile. Dans le cas peu fréquent où la gaine reste en contact très étroit avec la matière fissile, c'est-à-dire dans le cas où il n'y a en contact avec le gaz de refroidissement que la partie des matières fissiles située juste à l'aplomb de la fissure, les seuls atomes de fission qui parviendront dans le gaz de refroidissement seront ceux qui sont projetés hors de la surface de la matière fissile directement dans le gaz. L'épaisseur dont ils proviennent est de l'ordre de 4 microns et, par conséquent, le nombre d'atomes produits par millimètre carré de surface découverte sera relativement très restreint.

Dans le cas général, la fissure met en contact avec le gaz de refroidissement une surface de matière fissile beaucoup plus importante que la surface même de la fissure. En effet, il existe un certain espace entre la gaine et la matière fissile dû à leur décollement; des atomes de fission gazeux qui sont émis par cette surface pourront diffuser vers la fissure et, de là, dans le gaz de refroidissement. Donc, en résumé, une fissure pourra donner un nombre important ou faible d'atomes radioactifs dans le gaz de refroidissement selon que la gaine se trouve, à cet endroit-là, décollée ou en contact étroit avec la matière fissile.

Dans ce qui suit, quand nous parlerons d'une surface de fissure de 1 mm², nous entendrons par

* Chef de la Section d'électronique physique au Commissariat à l'énergie atomique.

** Ingénieur au Service des constructions électriques du Commissariat à l'énergie atomique.

Tableau I

Principaux produits de fission de l'uranium-235 intéressants pour la détection des fissures de gaine : ascendants, descendants, périodes, rendement de fission, énergies β et γ en MeV.

Familles des Kr

Z / A	35 (Br)	36 (Kr)	37 (Rb)	38 (Sr)	39 (Y)	Rendement de fission (pourcentage)
85	3 mn β 2,5	4,5 h β 0,9 γ 0,37				0,24
86			19,5 j β 1,6 γ 1,0			~ 1,5
87	55 s β 2,6 γ 5,4	75 mn β 4	6×10^{10} a β 0,13			~ 2
88	16 s β	3 h β 2,5 γ 0,027	18 mn β 5 γ 1,8			~ 3
89	4,5 s β	3 mn β 4 γ	15 mn β 4,5 γ	54 j β 1,5		4,6
90		33 s β 3,2 γ	2,7 mn β 5,7 γ	20 a β 0,6	61 h β 2,2	~ 5
91		10 s β 3,6	1,7 mn β 4,6 γ	9,7 h β 3,2 γ 1,3	61 j β 1,5 γ 1,2	6
92		3 s β	courte β	2,7 h β	3,5 h β 3,5 γ 0,6	5
93		2 s β	courte β	7 mn β	11 h β 3,1 γ 0,7	~ 6
94		1 s β	courte β	2 mn β	17 mn β 5,4 γ 1,4	5

Familles des Xe

Z / A	53 (I)	54 (Xe)	55 (Cs)	56 (Ba)	57 (La)	Rendement de fission (pourcentage)
131	8 j β 0,6 γ 0,6					2,8
132	2,4 h β 2,2 γ 0,7					4,4
133	21 h β 1,4 γ 0,5	5,3 j β 0,34 γ 0,081				6
134	52 mn β 1,6 γ 2,2					~ 6
135	6,7 h β 1,0 γ 1,3	92 h β 0,9 γ 0,25	3×10^{6} a β 0,2			7
136	1,8 mn β 6,5 γ 2,9		13 j β 0,3 γ 1,2			7
137	22 s β 0,7	3,5 mn β 4	37 a β 0,5			6
138	5,9 s β	17 mn β	30 mn β 2,6 γ 1,2			6
139		41 s β 2,1	9,7 mn β	85 mn β 2,27 γ 0,16		6
140		16 s β	66 s β	12,8 j β 1,02 γ 0,5	40 h β 1,3 γ 1,6	6
141		3 s β	courte β	18 mn β 2,8 γ	3,7 h β 2,4 γ 1,5	5,7
142			1 mn β	6 mn β	77 mn β γ	~ 5,5
143		1 s β	courte β	< 0,5 mn β	20 mn β	5,4
144		courte β	courte β	courte β	courte β	5,3
145		0,8 s β	courte β	courte β	courte β	~ 5

là qu'il y a une surface totale de 1 mm² de matière fissile mise au contact du gaz de refroidissement (figures 1 et 2).

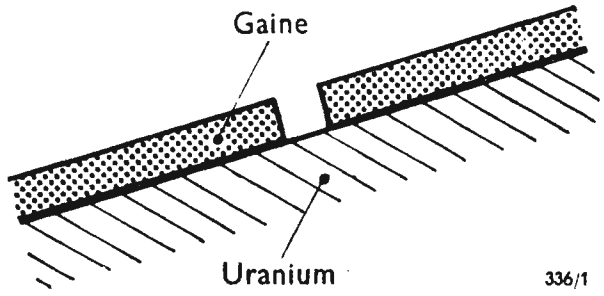


Figure 1. — Type de fissure.

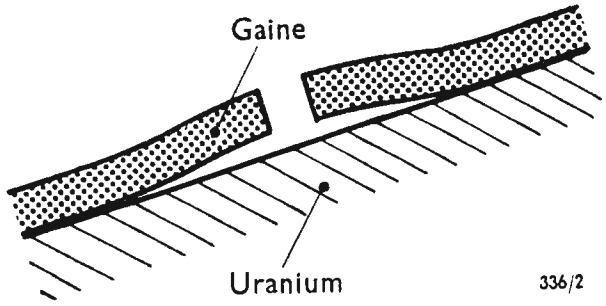


Figure 2. — Type de fissure.

COLLECTION DES PRODUITS DE FISSION DISPERSÉS DANS LE GAZ DE REFROIDISSEMENT

Une fraction (f) du débit de gaz qui passe dans la cellule où se trouve la matière fissile, recouverte de sa gaine, est prélevée dans le tube (a) et, après un trajet qui peut varier de quelques mètres, passe de ce tube (a) sur le détecteur de radioactivité. Ce détecteur comporte :

1. un collecteur (c) destiné à recueillir une fraction aussi grande que possible des produits de fission en suspension dans le gaz;

2. un détecteur de rayonnement (d) destiné à mesurer le rayonnement émis par ces produits avec un rendement aussi élevé que possible afin d'accroître la sensibilité de détection.

D'autre part, ce détecteur devra être choisi pour être aussi peu sensible que possible à la radioactivité parasite du gaz de refroidissement dû à son irradiation dans la pile et qui est toujours présente même en l'absence de fissure dans la gaine.

Après passage dans le détecteur, le gaz de refroidissement est ensuite rejeté dans l'atmosphère s'il s'agit d'un gaz peu coûteux (air) ou récupéré pour être renvoyé dans la pile s'il s'agit d'un gaz coûteux (CO_2).

Il est possible de collecter les produits de fission dispersés dans le gaz au niveau du détecteur par différents moyens : lorsque le détecteur se trouve à peu de distance de la pile, on peut collecter les charges électriques que portent les particules des produits de fission en suspension dans le gaz. Nous indiquons sur les figures 3 et 4 différents modes de collection utilisant ces charges électriques.

On peut également collecter les particules de fission par filtration mécanique au moyen d'un filtre à grand rendement formé de fibres de petit diamètre de l'ordre du micron. Nous indiquons sur la figure 5 les rendements obtenus par ces procédés de collection.

Il est évident que le procédé de filtration mécanique n'est intéressant que dans les cas où il y a dans le gaz, au niveau du détecteur, des produits de fission appartenant à des éléments solides tels que, par exemple, le rubidium ou le césium. La proportion des produits de fission appartenant à des éléments solides (par rapport aux produits de fission appartenant à des éléments gazeux : xénon, krypton) n'est importante au niveau du détecteur que si la fissure dans la gaine permet aux atomes de fission d'être projetés directement dans le gaz sans qu'ils aient à rebondir sur une paroi. On sait, en effet, que ce qui distingue, lorsqu'elles sont sous forme atomique ou moléculaire, les particules d'un élément gazeux de celles d'un élément solide ou liquide est que les premières peuvent rebondir sur une paroi tandis que les secondes y restent attachées dès les premiers chocs.

Pour que ces particules appartenant à des éléments solides atteignent le détecteur, il faut, en outre, que le trajet le long du tube de prélèvement (a) soit suffisamment court dans un tube de diamètre assez gros et que ce trajet se fasse avec une vitesse suffisamment grande pour éviter que, par diffusion, les particules dans le gaz ne viennent, en proportion importante, rencontrer les parois du tube où elles restent collées. A titre d'exemple, dans un tube de 1 cm de diamètre intérieur, parcouru par de l'air à la

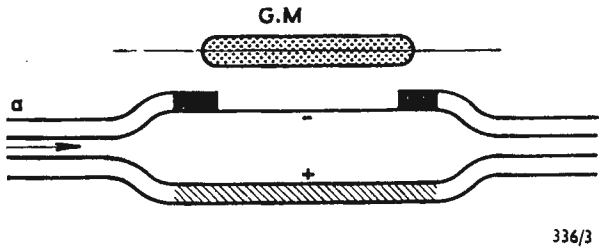


Figure 3. — Collection électrostatique sur une fenêtre chargée.

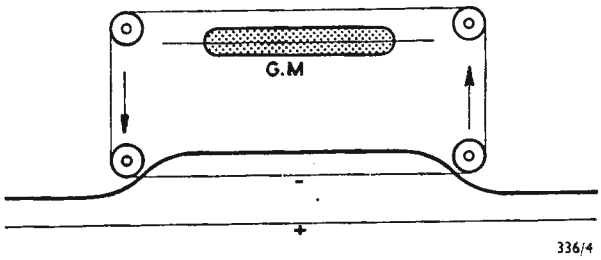


Figure 4. — Collection électrostatique sur un fil chargé.

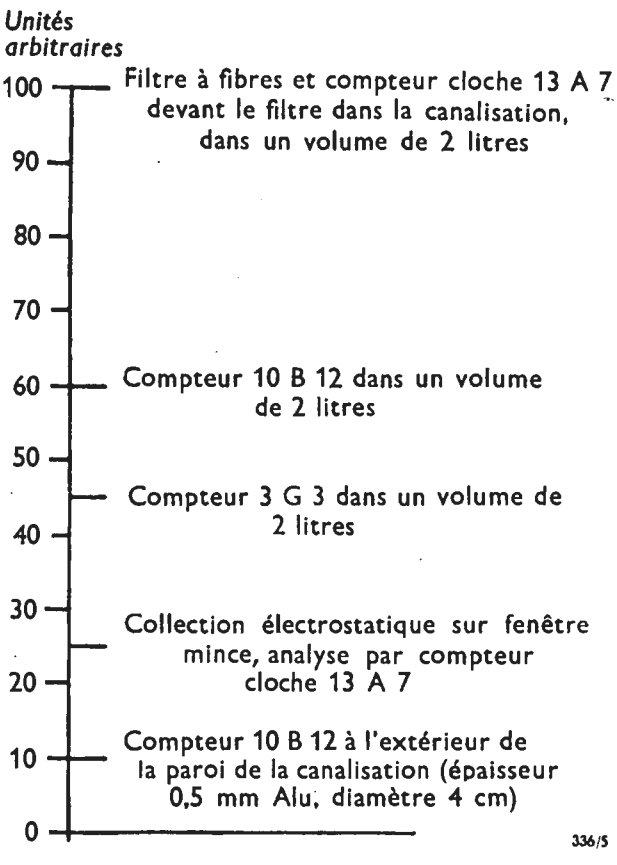


Figure 5. — Rendements.

pression atmosphérique à la vitesse de 10 m/seconde, la proportion de particules solides qui disparaissent par cet effet de diffusion est de l'ordre de 20 pour cent par mètre de longueur de tube.

Remarquons qu'indépendamment des particules solides provenant directement de la fissure, il en est d'autres qui naissent constamment au sein même du gaz par désintégration des atomes appartenant à des éléments gazeux, mais leur proportion est faible et leur utilisation n'est pas intéressante. La collection des atomes de xénon et de krypton est difficile; par contre, dans la plupart des cas des fissures, ce sont eux, comme on vient de le voir, qui constituent la majeure partie des atomes de fission au niveau du détecteur. Le moyen le plus simple de les utiliser consiste à élargir le tube de prélèvement (a) au niveau du détecteur, de façon à former un grand volume entourant celui-ci. Nous indiquons sur la figure 5 quelques valeurs intéressantes d'activité due à des produits solides et à des produits gazeux.

ACTIVITÉ NORMALE DU GAZ DE REFROIDISSEMENT

Ainsi que nous l'avons indiqué plus haut, le gaz de refroidissement présente toujours une activité due à son irradiation dans le réacteur. Dans le cas de l'air, par exemple, 1 litre de ce gaz à la pression atmosphérique séjournant 1 seconde dans un flux de 10^{12} neutrons/cm²/seconde prendra une activité aussitôt après son irradiation qui sera de l'ordre de 15 000 désintégrations par seconde dues à l'argon-41, à l'azote-16 et à l'oxygène-19 qui sont formés par capture de neutrons thermiques. Nous indiquons dans le tableau 2 les propriétés et la nature des rayonnements émis.

Tableau 2

Gaz radioactifs existant dans l'air après passage dans un flux de neutrons

Composition de l'air en volume

	Pourcentage du volume	Masse spécifique
N_2. . . .	78,03	1,2506 g/l
O_2. . . .	20,99	1,429 g/l
A	0,94	1,784 g/l
CO_2 . . .	0,03	1,977 g/l
H_2. . . .	0,01	0,0899 g/l
Ne. . . .	0,0012	0,9002 g/l
He. . . .	0,0004	0,177 g/l
Kr. . . .	0,00009	3,708 g/l
Xe. . . .	0,00001	5,851 g/l

Argon-41 dû à l'activation de l'argon-40.
^{40}A abondance isotopique 99,6 pour cent
σ = 0,6 barn.
T = 1,82 h — β : 1,24 — 2,5
Pourcentage : — 0,7
γ : 1,3

Azote-16 dû à l'activation de l'azote-15.
^{15}N abondance isotopique 0,365 pour cent
σ = 0,08 mbarn.
T = 7,3 s — β : 3,8 — 4,3 — 4,6 — 10,5
Pourcentage : 40 — 40 — 2 — 18
γ : 6,2 — 6,7

Oxygène-19 dû à l'activation de l'oxygène-18.
^{18}O abondance isotopique 0,204 pour cent
σ = 0,22 mbarn.
T = 29 s — β : 2,9 — 4,5
Pourcentage : 70 — 30
γ : 1,6

Néon-23 dû à l'activation du néon-22.
^{22}Ne abondance isotopique 8,8 pour cent
σ = 0,04 barn.
T = 40 s — β : 4,21 — 1,18
Pourcentage : 93 — 7
γ : 3

Pour un litre d'air séjournant 1 seconde dans un flux de 10^{12} neutrons/cm²/seconde, les activités respectives sont sensiblement les suivantes, immédiatement après l'irradiation :

Activité de l'argon-41	14 000	désintégrations/s
» » l'azote-16	1 000	»
» » l'oxygène-19	100	»
» du néon-23	400	»

Il est difficile de prévoir, à priori, le détecteur optimum, c'est-à-dire celui qui donnera le plus de contraste entre l'activité normale du gaz de refroidissement et celle due à la présence des produits de fission, à cause de la grande variété de ces derniers.

Avec une certaine structure de pile, une longueur de tube de prélèvement, une nature, une pression et un débit de gaz déterminés, il sera toutefois possible de déterminer expérimentalement le détecteur de rayonnement optimum. A titre d'exemple, nous indiquons sur le tableau 3 les différents taux de comptage obtenus avec deux types de compteurs Geiger-Müller courants, l'un à paroi épaisse, l'autre à paroi mince avec, comme gaz de refroidissement, de l'air à 1 atmosphère, un débit total de 18 l/seconde, une fraction de prélèvement de 1/10, une longueur de tube de prélèvement de 40 m et un volume gazeux autour du compteur de 1,6 l. La géométrie de ce volume est celle qui est indiquée sur la figure 6.

Tableau 3

Taux de comptage de deux types de compteurs G.-M. plongés dans un volume d'air de refroidissement

Type du compteur	10 B 12	3 G 3
Épaisseur de paroi (mg/cm²)	26	500
Activité due à l'air seul : A_1	43	20
Activité due à l'air chargé de produits de fission : A_2	110	87
Rapport A_2/A_1	2,5	4,3

La source de produits de fission était une surface d'uranium métallique de 9 mm² placée dans un flux de 7×10^{11} neutrons/cm²/seconde.

Le temps de séjour de l'air de refroidissement dans ce flux était de l'ordre de 0,2 s et le temps mis par cet air pour atteindre le détecteur était de 2 à 3 s.

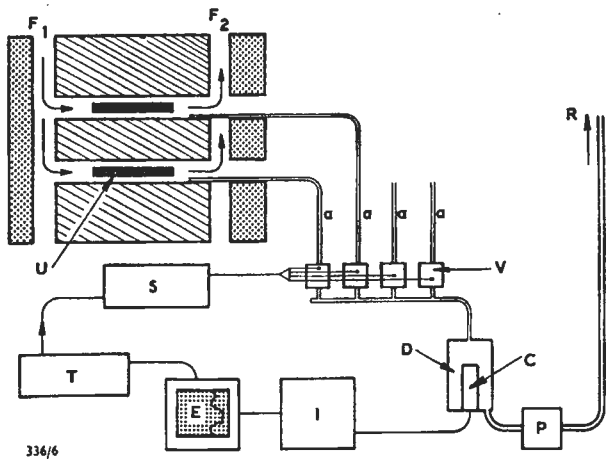


Figure 6. — Schéma général.

U: Barreaux d'uranium gainés; F_1: Entrée du gaz de refroidissement; F_2: Sortie du gaz de refroidissement; a: Tubes de prélèvement; V: Vannes électromagnétiques; D: Détecteur de radioactivité; C: Compteur Geiger-Müller; P: Pompe à vide; R: Refoulement dans une cheminée; I: Intégrateur; E: Enregistreur; S: Sélecteur de commande des vannes; T: Tableau de signalisation et d'alarme.

EXEMPLE D'APPAREIL DÉTECTEUR DE FUITES

Nous décrivons ici, en exemple, un appareil qui est destiné à la détection des fuites dans une pile à 2 600 cellules environ refroidies par l'air et où la matière fissile est de l'uranium naturel et le ralentisseur du graphite.

Dans chacune des cellules, un tube de 10 mm de diamètre prélève une fraction de l'air de refroidissement qui est de l'ordre du vingtième du débit total passant dans la cellule. Les 2 600 tubes de prélèvement sont groupés par faisceaux de 135, chacun de ces faisceaux desservant au moyen de 135 vannes électromagnétiques un collecteur unique. Ce collecteur unique aboutit à un détecteur constitué par un volume cylindrique de 1,6 l, de 10 cm de diamètre environ. Dans l'axe de ce volume est un compteur Geiger à halogène ayant une paroi de 2 mm d'épaisseur en verre et une longueur de 10 cm. Les indications de ce compteur sont envoyées sur un ensemble électronique comprenant un intégrateur et un enregistreur à une voie avec une largeur de bande de 25 cm et à temps de réponse rapide : 3 secondes pour toute la déviation. Les 135 vannes électromagnétiques dont il a été parlé plus haut servent à envoyer successivement dans le volume du détecteur l'air provenant des 135 tubes de prélèvement, chaque vanne reste ouverte environ 20 secondes, ce temps étant nécessaire à cause de la durée de circulation de l'air dans le tube de prélèvement (la longueur de ces tubes est de 40 m environ). La durée totale nécessaire pour l'exploration par un détecteur de 135 cellules est donc d'environ 45 mn. La totalité du réacteur est explorée par 20 ensembles analogues à celui-ci. Tous ces ensembles fonctionnent constamment jour et nuit.

Lorsque le signal dû à l'activation de l'air provenant d'une cellule dépasse un seuil fixé, un contact placé sur l'enregistreur arrête l'exploration sur le tube provenant de la cellule en question. Deux cas peuvent alors se présenter : 1) l'activation au moment où le détecteur a été branché sur la cellule est déjà importante, c'est-à-dire que la fuite présente un danger immédiat et, dans ce cas, la pile est arrêtée; 2) la fuite est peu importante et dans ce cas ne nécessite pas l'arrêt de la pile. On branche alors manuellement par un jeu de robinets le tube provenant de la cellule où se trouve la fuite sur un détecteur spécial « suiveur » analogue au précédent et dont le but est d'enregistrer en permanence l'activité des cellules où il y a des fuites. Pour l'ensemble du

réacteur, il y a 4 détecteurs suiveurs. Une fois que le branchement de la cellule ayant une fuite est effectué sur le suiveur, l'exploration par le détecteur normal reprend sur les 134 autres cellules comme auparavant.

Divers systèmes électroniques d'avertissement pour le contrôle du bon fonctionnement de l'ensemble, tant de l'électronique générale que du débit de gaz dans les différents tubes, sont également utilisés. Deux pompes à vide avec un débit d'environ 70 m^3/h aspirent l'air à travers les 20 tubes de prélèvement fonctionnant simultanément et les tubes des détecteurs suiveurs.

Tout cet ensemble se trouve réparti dans deux pièces spéciales ayant chacune un volume d'environ 300 m^3; au tableau général des commandes de la pile se trouvent seulement les enregistreurs reliés aux détecteurs suiveurs, les signaux avertisseurs des fuites et les signaux de bon fonctionnement de l'ensemble.

La sensibilité de l'appareil est suffisante, compte tenu de l'activité parasite normale de l'air de refroidissement, pour détecter une surface de fissure de 5 mm^2. Ainsi que nous l'avons indiqué plus haut, à cause des décollements qui se produisent en général au bord de la fissure, à cause également de la porosité de l'oxyde d'uranium formé, l'appareil peut détecter des fissures notablement plus petites.

Sur la figure 7 est indiqué un exemple d'enregistrement obtenu lors des essais effectués à P 2 (Saclay) pour la mise au point de ce dispositif, dans des conditions identiques à celles qui sont indiquées ci-dessus. On voit, en particulier, que l'activité obtenue par une durée d'observation de 20 secondes de l'air sortant de la cellule où il y a la fuite est de l'ordre des $^2/_3$ de celle obtenue au bout d'une durée d'observation très grande (5 mn). On voit également que le contraste entre l'air sortant d'une cellule sans fuite et celui sortant d'une cellule où se trouve une fuite ayant 9 mm^2 de surface totale est supérieur à 5.

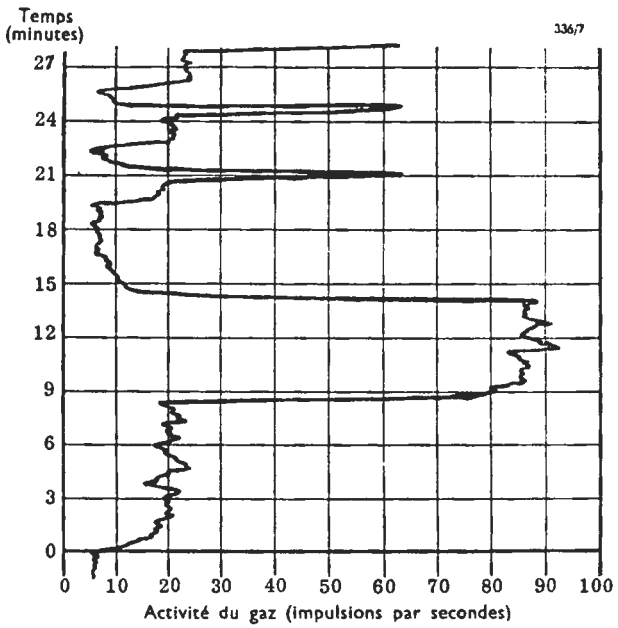


Figure 7. — Exemple d'enregistrement.

a) Au temps 0: air ambiant non actif; *b*) Intervalle 0 à 8: air actif d'une cellule sans fissure; *c*) Intervalle de 8 à 14: air d'une cellule ayant une fissure de 9 mm^2 (d'uranium métallique); *d*) Aux instants 21, 24,5 et 28, aspiration pendant 20 secondes sur la cellule ayant une fissure.
Flux au niveau de la fissure: 7×10^{11} neutrons/cm^2/s.

Compte tenu du fait que les différentes cellules de la pile ne présentent pas toutes ce même contraste (à cause des variations de débit d'air, de durée de séjour de cet air et d'intensité locale du flux de neutrons), la sensibilité de détection atteinte en régime d'exploitation industrielle de la pile varie entre 4 et 25 mm^2 environ de surface totale « apparente ».

Projet de centrale nucléaire avec pile à ralentisseur en graphite

par R. K. Andersen, A. B. Carson et J. E. Love*

INTRODUCTION

On trouvera dans la présente note la description d'une centrale nucléaire qui pourrait trouver une large utilisation. La conception de la pile repose sur des données d'étude, de construction et d'exploitation que nous avons recueillies pendant plus de dix ans d'expériences avec des piles analogues et que nous avons extrapolées. Avec la mise au point escomptée de cartouches de combustible qui pourront subir une irradiation de longue durée, cette centrale sera capable de produire de l'énergie électrique à des prix de revient concurrentiels dans bien des régions du monde. Elle comporte une pile hétérogène d'une puissance de 800 MW, à ralentisseur en graphite, refroidie à l'eau sous pression, et combinée avec un groupe générateur capable de produire 223 000 kW aux bornes. Cette centrale produirait également du plutonium pouvant servir de combustible, et d'autres isotopes qui trouvent des applications dans la recherche, la médecine ou l'industrie. La description est divisée en trois parties :

1. La pile et son système de refroidissement,
2. Le groupe générateur,
3. Le traitement de l'eau et le système d'alimentation en eau. L'eau de refroidissement de la pile se déplace sous pression dans un circuit primaire à circulation forcée; la chaleur produite dans la pile est cédée dans des échangeurs de chaleur. La vapeur formée dans ces échangeurs est envoyée à la turbine par un circuit secondaire séparé. Une circulation d'eau est prévue pour le refroidissement du condenseur, le remplissage des circuits primaire et secondaire et d'autres usages auxiliaires. Le schéma de fonctionnement de la centrale (schéma de circulation) est donné à la figure 1.

Original : anglais.

* D'après les travaux du groupe : Reactor Design and Development — Engineering Department, Hanford Atomic Products Operation, General Electric Company.

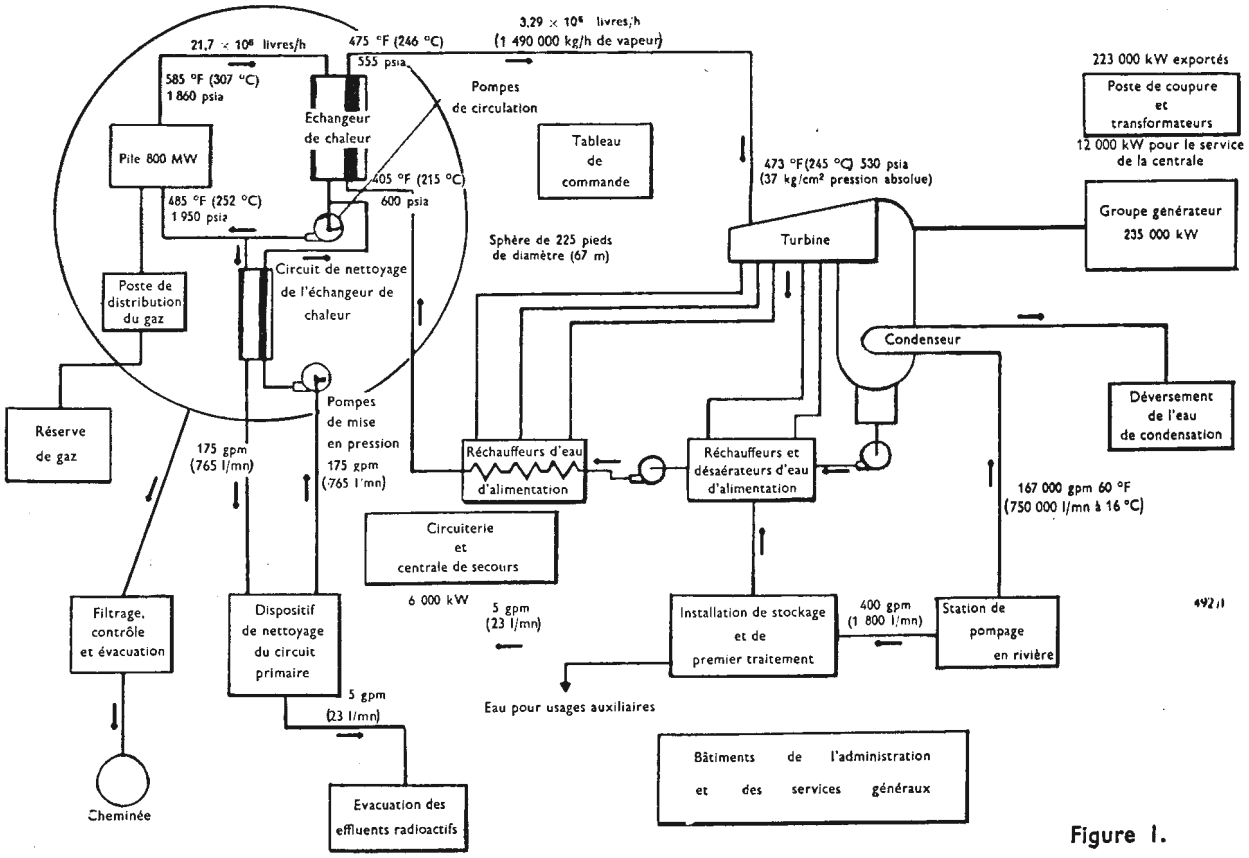


Figure 1.

N. B. — La disposition de cette figure n'a pas permis d'indiquer les équivalences de toutes les mesures en unités métriques.

LA PILE

Le ralentisseur de la pile consiste en un empilage rectangulaire de briques de graphite de 18,4 pieds (5,6 m) de largeur, 18,7 pieds (5,7 m) de hauteur et 24 pieds (7,3 m) de longueur. Le graphite est un ralentisseur très commode parce qu'il combine à de bonnes propriétés nucléaires divers avantages pour la conduite de la pile, l'installation d'appareils de commande et de mesure et l'aménagement des canalisations; de plus, ses propriétés physiques et mécaniques sont relativement bien connues dans l'industrie et l'on a, aux États-Unis d'Amérique et en Grande-Bretagne, une expérience étendue de son emploi dans de grosses piles.

Le ralentisseur en graphite est traversé par 1 521 canaux de chargement en alliage de zirconium, disposés en un réseau rectangulaire uniforme de 39 canaux par côté, les axes étant distants de 4,5 pouces (115 mm). Ces canaux de chargement ont un diamètre extérieur de 1,38 pouces (35 mm); à l'intérieur, des nervures longitudinales supportent les cartouches cylindriques de combustible et déterminent un espace annulaire pratiquement uniforme d'environ 0,075 pouce (2 mm) dans lequel circule l'eau de refroidissement.

La conformation du réseau correspond à une charge de combustible de 2,9 livres (1,3 kg) d'uranium légèrement enrichi par pied (30 cm) de longueur de canal. Bien que l'on n'ait pas encore l'expérience de la tenue des cartouches de combustible dans les conditions opératoires prévues, cette charge représente une densité de combustible inférieure à la densité maximum que l'on peut atteindre avec l'uranium, et permet donc un choix considérable de formes et de compositions. On pourra en profiter notamment pour apporter toutes modifications propres à améliorer le rendement de la cartouche de combustible. Par exemple, le combustible peut être composé de grains d'uranium à 0,92 pour cent d'uranium-235 uniformément répartis dans un milieu-support en alliage de magnésium de façon à obtenir un rapport de volume de 0,65 pour l'uranium à 0,35 pour le magnésium. Les cartouches de combustible, dans ce cas, sont des barreaux creux refroidis extérieurement, ayant un diamètre extérieur de 0,9 pouce (23 mm), un diamètre intérieur de 0,3 pouce (7,6 mm) et une longueur totale de 7,91 pouces (20 cm). Chacune de ces cartouches est logée une gaine en alliage de zirconium dont l'épaisseur est de 0,02 pouce (0,5 mm) dans la partie cylindrique et de 0,045 pouce (1,1 mm) en bout; 30 éléments sont disposés sur l'axe de chacun des canaux de chargement pour former une longueur de colonne active de 20 pieds (6 m). Le poids total du combustible est de 45 t. La longueur totale de chaque canal de chargement est de 38,6 pieds (11,5 m), car ces canaux doivent traverser les boucliers thermique et biologique pour être reliés au circuit extérieur d'eau de refroidissement. La colonne de combustible est disposée sur l'axe du canal de chargement au moyen de pièces inertes de même dimension extérieure que les cartouches.

Le cœur de la pile est complètement entouré par un bouclier thermique en fonte, refroidi à l'eau, et par un bouclier biologique en béton lourd. Le bouclier thermique a pour fonction de réduire la contrainte thermique sur le bouclier biologique. Le bouclier biologique de son côté doit assurer une protection suffisante au personnel qui se trouve au voisinage immédiat de la pile pendant les périodes d'arrêt et empêcher l'activation des matériaux ou de l'appareillage situés à proximité de la pile pendant sa marche. La radioactivité et la température de l'eau de refroidissement interdisent au personnel de se tenir auprès de la pile en période de marche, sinon pour des périodes très courtes. Cependant, on a prévu, dans le bâtiment, des murs-écrans secondaires, pour réduire à tout moment les intensités des rayonnements à des limites acceptables en dehors du voisinage immédiat de la pile. Les deux faces latérales et la face supérieure du bouclier biologique consistent en une charpente d'acier, garnie de béton lourd; elles sont refroidies par circulation d'eau, ce qui permet de rester maître des températures maxima aussi bien que du gradient de température dans le bouclier. Les faces avant et arrière sont constituées par une charpente d'acier plus ouvrée qui comprend des manchons exactement alignés sur chacun des canaux de chargement; l'espace entre les manchons est rempli d'un mortier dense composé de grenaille d'acier, de magnite, de ciment Portland et d'eau. On a raccordé les faces avant et arrière aux faces latérales et à la face supérieure pour leur donner un soutien latéral, mais elles peuvent se dilater et se contracter indépendamment des trois autres faces selon les variations de température du fluide de refroidissement. La face inférieure, massif de base de la pile, est en béton ordinaire.

A l'extérieur du bouclier biologique, sur les faces d'enfournement et de défournement de la pile, sont aménagées de grandes chambres à eau sous pression qui englobent l'ensemble du réseau des canaux de chargement. La dilatation thermique des canalisations de la pile est compensée par des roulements à rouleaux situés à la base de ces chambres.

Un assemblage comprenant un manchon protecteur, des anneaux de blindage concentriques, un joint étanche au gaz et un raccord pour l'eau de refroidissement est prévu pour chaque canal de chargement sur chacune de ces deux chambres ou « murs d'eau ». Les canaux de chargement traversent les murs d'eau et sont reliés aux garnitures ancrées sur les faces extérieures de ces murs. L'eau de refroidissement entre dans chaque canal de chargement et en sort par des raccords individuels. Les garnitures de la face d'enfournement comprennent les vannes qui permettent de régler individuellement la circulation d'eau dans chaque canal pendant les opérations de chargement. Une vue en perspective du bloc-pile et des canalisations est donnée à la figure 2.

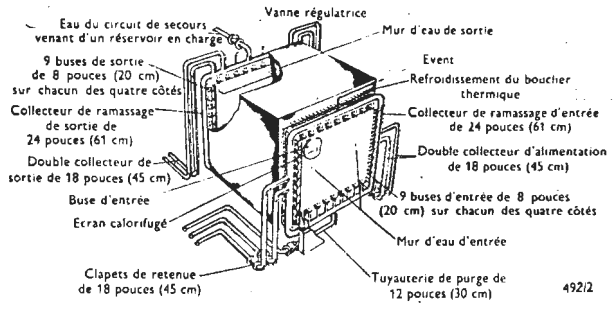


Figure 2.

Pour charger les cartouches de combustible dans les canaux et pour les décharger, on a prévu des dispositifs spéciaux installés respectivement à la face d'enfournement et à la face de défournement de la pile. Il s'agit, d'une part, d'un monte-charge desservant toute la largeur de la face d'enfournement et sur lequel sont montés des appareils hydrauliques de levage à commande manuelle et moteur individuel. La cabine de chargement est entourée d'un écran suffisant pour permettre d'opérer en présence du rayonnement prévu à la face d'enfournement. Un plateau monte-charge est également aménagé sur toute la largeur de la face de défournement. Il est pourvu d'appareils à télécommande pour les opérations de déchargement et certains petits travaux d'entretien, car, à la face de défournement, l'importance de l'irradiation ne permet pas les opérations manuelles.

Après sortie des canaux à la face de défournement, les cartouches de combustible irradiées tombent directement dans un bassin empli d'eau; elles sont guidées par un toboggan vers un poste de réception immergé qui est séparé de la pile par un mur-écran. La profondeur de l'eau est de 18 pieds (5,4 m), ce qui est suffisant pour protéger le personnel qui travaille sur la plate-forme située immédiatement au-dessus de la surface d'eau. Les substances irradiées sont transportées sous l'eau jusque dans des bennes de magasinage. Ces bennes, également maintenues sous l'eau, sont portées par un monorail qui les achemine du poste de réception jusqu'à un poste de magasinage et d'expédition. Le bassin-magasin peut contenir 150 bennes, soit approximativement 75 tonnes de combustible.

Il a été prévu de maintenir autour du ralentisseur en graphite une atmosphère contrôlée de gaz inerte. Dans l'installation décrite ici, le gaz inerte est l'hélium. Il est introduit entre l'empilage de graphite et le bouclier thermique à la face d'enfournement de la pile. Des déflecteurs assurent une répartition uniforme du gaz qui circule lentement à travers de petits passages que laissent subsister les joints des briques dans l'empilage de graphite. L'humidité du gaz sortant est contrôlée et peut être absorbée par un dessicateur. En cas de rupture d'un canal de chargement, de grandes quantités de vapeur pénètrent dans le ralentisseur. Il faut alors arrêter la pile, remplacer le canal défectueux et chasser l'eau du ralentisseur en y faisant circuler du gaz; la pile étant arrêtée, on peut obtenir le même résultat en faisant circuler de l'eau chaude dans le circuit primaire de refroidissement et en évacuant la vapeur formée.

L'installation projetée comprend deux systèmes fondamentaux de surveillance nucléaire de la pile : un système de réglage de la puissance en marche normale et un second, pour assurer un arrêt rapide et effectif de la pile. La marche à un régime de puissance donnée, est effectuée par un ensemble de 26 barres d'aluminium refroidies à l'eau, de 1,38 pouce (35 mm) de diamètre, contenant du carbure de bore. Ces barres peuvent être introduites dans le cœur de la pile par une de ses faces latérales, dans des canaux horizontaux s'enfonçant à 16,5 pieds (5 m) à l'intérieur du ralentisseur. Elles sont réparties en un réseau de 6 × 5, celles des coins étant supprimées, avec des intervalles de 37 pouces (94 cm) dans le sens horizontal et de 22,5 pouces (57 cm) dans le sens vertical. On peut déplacer chaque barre séparément au moyen de moteurs électriques à courant continu commandant des engrenages. Ce dispositif a une vitesse variable de 0,1 à 8 pouces/seconde (2,5 à 20 mm/seconde). La commande des barres de conduite est reliée au dispositif de sécurité de la pile de telle façon que, en cas de nécessité, toutes les barres sont automatiquement enfoncées dans la pile à la vitesse maximum. Une batterie d'accumulateurs est prévue pour remplacer éventuellement la source normale d'énergie défaillante. Ces barres de conduite sont capables de réduire la réactivité de la pile d'environ 4,7 pour cent, ce qui suffit pour la régulation pendant toutes les variations normales de fonctionnement.

Le système de sécurité consiste en 26 trémies doubles, aménagées dans la face supérieure du bouclier et remplies de billes d'acier de 0,375 pouces (9,5 mm) de diamètre contenant 1,5 pour cent en poids de bore. Quand les portes de trémies sont ouvertes, les billes tombent et remplissent 26 fentes verticales de 2 × 4 pouces (50 × 100 mm), traversant tout le ralentisseur. Ces fentes sont réparties en un réseau de 6 × 5 sans angles, avec un espacement de 38 pouces (96 cm) en allant de la face avant à la face arrière, et de 31,5 pouces (80 cm) en allant d'une face latérale à l'autre. Pour éviter le risque de panne, chaque trémie comprend deux casiers avec dispositifs de commande automatique, de telle façon que si l'un d'eux ne fonctionne pas, l'autre s'ouvrira environ 0,25 secondes plus tard. Ce système de sécurité est capable de réduire la réactivité de 7,5 pour cent, ce qui est suffisant pour arrêter la pile et la maintenir à l'état sous-critique dans toutes les conditions imaginables. Ce dispositif est extrêmement sûr et fonctionnera effectivement, même si le ralentisseur vient à se déformer par suite d'un tremblement de terre ou autres conditions anormales. Pour retirer les billes de la pile, il suffit d'ouvrir des vannes ménagées à la base de chaque fente; des conduits inclinés condui-

sent ces billes dans des bennes placées à la base de la pile, d'où elles sont renvoyées à leur trémie originale, à la face supérieure du bouclier par un convoyeur électromagnétique et un système de distribution. La réserve de billes dans chaque trémie peut être utilisée pendant le temps que prend la première charge pour retourner au sommet de la pile.

Les appareils de conduite de la pile et ceux du groupe générateur sont réunis dans un seul bâtiment distinct de celui qui abrite la pile. Tous les renseignements nécessaires pour un fonctionnement sûr et efficace de la centrale sont transmis à ce centre de contrôle. Ces renseignements comprennent :

Grandeur du flux de neutrons et sa répartition à l'intérieur de la pile; intensités des rayonnements dans les zones critiques à l'extérieur de la pile; pression, température et débit du circuit primaire de refroidissement; température du ralentisseur et composition de l'atmosphère qui l'entoure; température, pression et débit du circuit de vapeur; charge du groupe générateur. On a prévu des appareils pour signaler l'approche de valeurs dangereuses par certaines variables critiques intéressant la sécurité de marche et la pile est automatiquement arrêtée, si les valeurs de ces variables dépassent des limites déterminées.

SYSTÈME DE REFROIDISSEMENT DE LA PILE

Pour extraire la chaleur de la pile, on fait circuler en circuit fermé 21 700 000 livres par heure (9 830 000 kg par heure) d'eau de grande pureté à travers les canaux de chargement et les échangeurs de chaleur. A pleine puissance, la température de l'eau à la sortie de la pile est de 585 °F (307 °C) et sa pression absolue de 1 860 livres par pouce carré (130 kg/cm², pression absolue); cette pression est suffisamment élevée pour prévenir l'ébullition dans les canaux de chargement en cas de limitation de puissance et de variation du débit. L'eau échauffée est conduite vers quatre échangeurs de chaleur tubulaires, dont le circuit secondaire produit la vapeur. Les échangeurs de chaleur et tout le circuit de refroidissement extérieur à la pile sont en acier ordinaire. L'eau de refroidissement de la pile quitte les échangeurs de chaleur à 485 °F (252 °C) et 1 840 livres par pouce carré (128 kg/cm², pression absolue).

La circulation de l'eau est assurée par quatre groupes de pompage consistant chacun en une pompe, un volant et un moteur électrique. Les pompes travaillent à une pression d'aspiration absolue de 1 840 livres par pouce carré (128 kg/cm²) et une pression absolue de refoulement de 1 950 livres par pouce carré (136 kg/cm²), à la vitesse normale de 1 800 tours par minute. Les moteurs à induction de 1 000 CV sont munis d'enroulements à deux vitesses pour réduire le débit pendant les arrêts de la pile.

Si l'alimentation électrique des pompes primaires vient à cesser, l'arrêt de la pile est automatique : grâce aux volants, la vitesse de pompage décroît graduellement de la valeur normale de 1 800 tours/mn à 600 tours/mn, ce qui correspond à l'enroulement secondaire. A ce moment, un générateur de secours est prêt à alimenter les moteurs de pompage pour maintenir le débit d'arrêt. Les volants sont de dimensions suffisantes pour fournir l'énergie nécessaire au refroidissement de la pile pendant la période transitoire. Les pompes primaires sont des pompes centrifuges à un seul étage, pourvues de joints spéciaux sur les arbres pour réduire les fuites d'eau de refroidissement radioactive. Chacun de ces joints consiste en une chambre d'eau à haute pression, encadrée par des disques d'étanchéité en graphite avec labyrinthe de morcellement. Les chambres d'eau sont alimentées indépendamment en eau de grande pureté, non radioactive, à une pression légèrement supérieure à la pression d'aspiration du circuit primaire; par réglage approprié à cette pression, on peut maintenir pratiquement nulles les fuites vers le circuit primaire et limiter à moins de 5 gallons par minute (19 litres par minute) les fuites d'eau non radioactive vers le joint extérieur où cette eau est recueillie pour retour à basse pression dans le circuit.

Trois pompes à haute pression sont prévues pour le remplissage du circuit de refroidissement primaire. Normalement, deux de ces pompes fournissent 150 gallons par minute (568 litres par minute) pour remplacer l'eau prélevée pour purification, et approximativement 25 gallons par minute (95 litres par minute) pour compenser les fuites à travers tous les joints des pompes primaires. La troisième pompe sert à porter la capacité d'alimentation du système à 650 gallons par minute (2 460 litres par minute), en cas de nécessité, par exemple en cas de rupture d'un canal de chargement ou d'un joint de pompe primaire. Ces pompes sont actionnées par des moteurs à induit bobiné, ce qui permet de régler leur vitesse, et munies de valves régulatrices pour compenser les variations de pression du circuit. Elles sont alimentées par un réservoir d'eau de grande pureté d'une contenance de 10 000 gallons (37 854 litres). Un réservoir de secours de 500 000 gallons (1 892 705 litres) alimente automatiquement les circuits au cas où le réservoir normal deviendrait insuffisant par suite d'un mauvais fonctionnement du circuit de refroidissement primaire.

GROUPE GÉNÉRATEUR

Un groupe turbo-alternateur unique fournit une puissance brute de 235 000 kW à partir des 3 290 000 livres/h (1 490 000 kg/h) de vapeur saturée formée dans les quatre échangeurs à la puissance nominale. Chaque échangeur de chaleur a 2 750 pieds carrés (255 m²) de surface pour le réchauffage de l'eau et 15 750 pieds carrés (1 465 m²) de surface pour son évaporation; l'eau du circuit de vapeur entre à 404 °F (215 °C) et sort en vapeur saturée à une pression absolue de 555 livres par pouce carré (39 kg/cm²) et une température de 478 °F (248 °C); la vapeur saturée

est envoyée à la vanne d'admission de la turbine, traverse la turbine et s'achemine ensuite vers le condenseur. La turbine est du type à double flux en tandem-compound, prévue pour de la vapeur saturée à 530 livres par pouce carré, pression absolue (37 kg/cm² de pression absolue); cinq postes d'extraction permettent de retirer l'eau condensée, ainsi que de la vapeur pour réchauffer l'eau d'alimentation. Le condenseur, à double passage, est placé sous la turbine; sa surface est de 185 000 pieds carrés (17 200 m²) et sa capacité de 1 850 millions de Btu/h (462 500 millions de calories/h). La pression absolue à l'entrée du condenseur est de 1,5 pouces (38 mm) de mercure pour une température d'eau de refroidissement de 60 °F (16 °C); les 160 000 gallons par minute (605 660 litres par minute) d'eau de refroidissement du condenseur sont pris directement à la source ordinaire d'alimentation en eau.

L'alternateur est nominalement de 278 000 kVA, avec un cos $\Phi = 0{,}9$. Il fonctionne sous une pression d'hydrogène de 45 livres par pouce carré (3,15 kg/cm²). Avant d'arriver aux lignes de transport, le courant passe par un transformateur triphasé de 14 000-230 000 V, refroidi à l'eau, et par des postes de coupure. Le projet étudié ne va pas au-delà du transformateur et des postes de coupure.

Lorsque la pile fonctionne normalement, deux sources d'énergie pour le circuit primaire de pompage sont possibles : l'alternateur principal de l'usine et le réseau électrique auquel l'usine est raccordée. Pendant les arrêts ou au démarrage, l'énergie est fournie par un générateur de 6 000 kW, entraîné par une turbine à gaz alimentée au mazout.

Le circuit de vapeur n'étant pas radioactif, il peut être modifié de façon à prévoir un surchauffeur au mazout de type classique; de cette façon, on peut améliorer le rendement thermique total et réduire le coût de l'énergie produite selon les prix relatifs des combustibles nucléaires et chimiques.

TRAITEMENT DE L'EAU ET SYSTÈME D'ALIMENTATION EN EAU

L'installation utilise de l'eau de différents degrés de pureté; la distribution en eau ordinaire doit être d'environ 168 000 gallons par minute (640 000 litres par minute), principalement pour le refroidissement du condenseur. A cette fin, on dispose d'une station de pompage équipée de quatre pompes à basse pression qui débitent chacune 42 000 gallons par minute (160 000 l/mn). Deux pompes de 8 000 gallons par minute (30 000 litres par minute) fournissent l'eau nécessaire, en cas de nécessité, pour le refroidissement de la pile et du circuit de vapeur ainsi que pour les postes d'incendie et divers appareils.

Environ 400 gallons par minute (1 500 litres par minute) sont soustraits au circuit de refroidissement du condenseur pour filtrage et traitement selon les procédés usuels dans la localité. Après filtrage, 200 gallons par minute (750 litres par minute) sont prélevés pour divers usages sanitaires. Les besoins techniques en eau filtrée sont d'environ 50 gallons par minute (190 litres par minute), de façon intermittente, pour les bassins de stockage des cartouches de combustible; il en faut autant pour la préparation des solutions chimiques. Environ 100 gallons (378 litres par minute) d'eau filtrée sont soumis à un premier traitement de déminéralisation qui doit donner une eau ne contenant pas plus de 1 à 3 millionièmes de solides et pratiquement exempte de silicates. Un réservoir fermé de 500 000 gallons (1 890 000 litres) est prévu pour l'eau de cette qualité. La plus grande partie de cette eau sert à compenser les pertes normales dans le circuit de vapeur, où l'on doit envoyer de l'eau de grande pureté pour assurer les taux de transmission de chaleur élevés qui répondent à la conception du circuit primaire de l'échangeur de chaleur. L'eau filtrée alimente aussi les systèmes de refroidissement des boucliers et des barres de conduite horizontales. Dans des conditions normales, environ 10 gallons par minute (38 litres par minute) sont envoyés à l'étage final de l'installation de déminéralisation, pour servir ensuite à alimenter le circuit primaire, y compris les joints de pompes.

Un séparateur mécanique simplifie le problème du nettoyage continu du circuit primaire. Environ 1 500 gallons par minute (5 670 litres par minute) d'eau sont prélevés sur les 43 000 gallons par minute (162 000 litres par minute) refoulés par les pompes du circuit primaire pour être envoyés dans des séparateurs centrifuges capables d'éliminer toutes particules de 2 à 20 microns dans un débit de refus de 150 gallons par minute (567 litres par minute). Le débit d'eau propre de ces séparateurs est renvoyé aux pompes primaires du côté aspiration. Le débit de refus est refroidi à moins de 200 °F (94 °C) par passage à travers un échangeur de chaleur à récupération. A ce moment, cette eau peut être envoyée dans le dispositif d'évacuation des effluents, si la radioactivité est trop grande, ou dans un réservoir de désactivation de 500 000 gallons (1 890 000 litres). En plus de sa fonction de désactivation, ce réservoir de secours fournit également l'eau pour l'alimentation du circuit primaire et pour le refroidissement en passage unique pendant les opérations de chargement et déchargement. Environ 150 gallons par minute (567 litres par minute) sont envoyés normalement de ce réservoir à un autre groupe de séparateurs centrifuges; le débit de refus de ces séparateurs en eau contaminée (5 gallons par minute, soit 19 litres par minute) est envoyé dans le dispositif d'évacuation des effluents tandis que le débit d'eau propre est mélangé à l'eau qui s'échappe par les joints de pompes primaires pour passer à travers un déminéraliseur de 200 gallons par minute (750 litres par minute). L'eau qui sort du déminéraliseur est envoyée par pompage dans le circuit

primaire à travers le réservoir d'eau de haute pureté de 10 000 gallons (37 800 litres) qui alimente le circuit de remplissage.

Lorsqu'on veut décharger le combustible irradié, on arrête la pile, on réduit la pression du circuit et l'on ouvre les orifices de sortie des canaux de chargement. Dans ces conditions, le faible débit d'arrêt est envoyé dans un réservoir de 100 000 gallons (378 000 litres) d'où il passe à travers un réchauffeur désaérateur pour retourner aux pompes primaires, côté aspiration. L'arrangement du circuit primaire permet aussi l'envoi direct de la totalité du débit d'arrêt dans le dispositif d'évacuation des effluents de façon à nettoyer le circuit après une rupture d'une cartouche de combustible.

Tous les effluents radioactifs sont envoyés dans un réservoir de retenue de 500 000 gallons (1 890 000 litres). Ces effluents comprennent le refus de nettoyage du circuit primaire, les purges du circuit de refroidissement des barres de contrôle et des boucliers, le surplus du bassin d'emmagasinage du combustible et différents effluents liquides contaminés. Après un temps de séjour suffisant pour réduire l'activité de courte période, l'évacuation dosée se fait, à travers un système à échange d'ions de 50 gallons par minute (190 litres par minute), dans le sol ou dans le circuit normal d'alimentation en eau où les effluents sont dilués jusqu'à un niveau d'activité qui ne présente plus de danger. Lorsqu'elles ont perdu leur efficacité, les résines échangeuses d'ions sont retirées et enfouies dans le sol.

FONCTIONNEMENT DE LA CENTRALE

La sécurité, en marche et pendant les travaux d'entretien, est largement assurée dans ce projet. Les appareils de mesure, l'aménagement des canalisations des pompes, les dispositifs de conduite et de sécurité de la pile, ont été prévus de façon à réduire à un minimum le risque d'apparition ou de prolongation d'un état de choses anormal qui pourrait entraîner un accident nucléaire; cependant, il faut bien reconnaître que la conjugaison de certaines défaillances du personnel ou du matériel peut conduire à un refroidissement insuffisant du combustible et à une émission de matières radioactives par la pile ou le circuit primaire. C'est pourquoi la pile, tous les éléments du circuit primaire, certaines parties du dispositif de purification d'eau du circuit primaire, l'installation de réglage de l'atmosphère gazeuse et les appareils divers qui sont installés dans le bâtiment de la pile ont été logés à l'intérieur d'une sphère étanche aux vapeurs, de 225 pieds (67 mètres) de diamètre. On trouvera dans la figure 3 une vue en coupe du bâtiment de la pile et de tout ce qui est logé dans la sphère. La sphère est construite en plaques d'acier ordinaire selon les normes applicables aux enceintes sous pression sans foyer. Cette sphère est capable de supporter une pression interne absolue de 45 livres par pouce carré (3,15 kg/cm²); le fond de la sphère est à 40 pieds (12 mètres) au-dessous du niveau du sol et le niveau du plancher de manœuvre est à 20 pieds (6 mètres) au-dessus du niveau du sol. Une rupture du circuit principal de refroidissement conduirait à une élévation de pression de 4 livres par pouce carré (0,28 kg/cm²) à l'intérieur de la sphère, l'eau de refroidissement se transformant en vapeur. Les dispositifs de commande qui agissent sur la pile sont suffisants pour arrêter la réaction nucléaire, mais la réaction chimique entre les métaux fondus et l'eau, si le circuit de refroidissement est complètement rompu, peut également libérer de l'énergie. A l'intérieur de la sphère, on a prévu un système de refroidissement par vaporisation de 2 000 gallons par minute (7 500 litres par minute) afin d'absorber la chaleur produite par la désintégration radioactive et par les réactions chimiques. La pression maximum qui pourrait s'établir dans la sphère dans ces conditions est de 40 livres par pouce carré, pression absolue (2,8 kg/cm²).

Le système de barres de commande dans l'installation envisagée permet des variations de puissance correspondant à celles que l'on demande normalement aux grandes centrales de base, comme on peut le voir d'après le tableau suivant :

Variations de la charge calorifique

Puissance décroissante	Temps exigé	Puissance croissante	Temps exigé
800 à 600 MW	8 minutes	400 à 600 MW	4 minutes
800 à 400 MW	16 »	400 à 800 MW	8 »
800 à 200 MW	24 »		

Si l'on établit d'avance un programme de la demande de puissance, il ne sera pas nécessaire d'agir sur le cycle de vapeur. Cependant, en cas de perte subite de charge du réseau, la pile serait immédiatement arrêtée et la vapeur en excès envoyée directement au condenseur.

Des arrêts périodiques peu fréquents seront nécessaires pour le chargement de la pile et son entretien courant. Le programme exact dépendra du temps d'irradiation prévu pour les cartouches de combustible, lequel dépend à son tour de la possibilité de vendre les produits qui se forment dans le combustible irradié et aussi de la tenue des cartouches choisies. En cas de rupture d'un élément, on laisserait la pile fonctionner jusqu'au plus proche arrêt prévu. Comme on peut facilement remplacer environ le sixième du chargement total de la pile à chaque arrêt, le programme s'établirait de la façon suivante:

Énergie limite d'irradiation (en mégawatts-jour par tonne d'uranium)	*Intervalle entre les déchargements* (en jours)
2 000	18
5 000	45
10 000	90

La centrale est prévue pour opérer à 10 000 mégawatts-jour par tonne, mais il est bien entendu

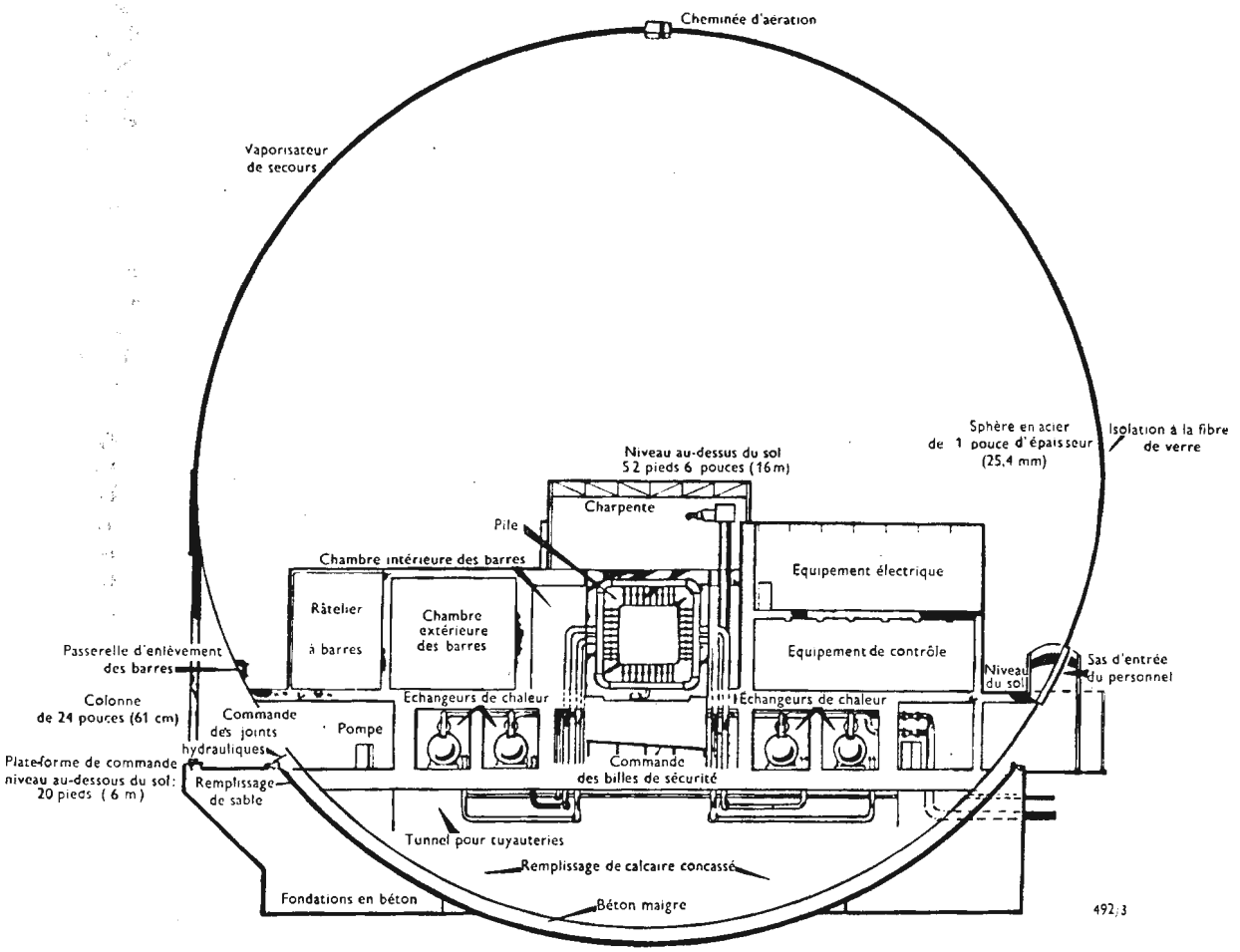


Figure 3.

que l'on ferait varier les durées d'irradiation s'il y avait quelque avantage économique à le faire, compte tenu de la continuité de marche.

Avec la pile prévue, le régime transitoire de réactivité à l'arrêt est tel que le temps minimum d'indisponibilité sera de l'ordre de 38 heures; ce temps est suffisant pour un chargement complet aussi bien que pour l'entretien courant, et l'on pourrait peut-être arriver à le faire coïncider avec des périodes de creux de la demande électrique.

DÉPENSES EN CAPITAL ET FRAIS D'EXPLOITATION

Les prévisions relatives au coût et au revenu d'une centrale de ce type ne seront que brièvement discutées ici, car les chiffres varient considérablement, selon le mode d'administration de l'entreprise, les types de contrat, les méthodes de financement, l'emplacement de l'installation, les taux de salaire, les facteurs de productivité et les conditions économiques générales pendant la période de construction.

D'après les coûts réels de construction dans la région de Hanford, on estime que la réalisation de cette centrale exigerait la dépense d'un capital de 65 millions de dollars. En plus des frais directs de construction et des dépenses imprévues, cette estimation comprend les charges indirectes comme les frais d'étude, l'intérêt du capital et les frais généraux. En revanche, elle ne comprend pas la garantie des risques généraux, laquelle incombera à l'adjudicataire chargé des plans d'ensemble et de la construction.

Les frais d'exploitation de la centrale dépendront du rendement obtenu avec les cartouches de combustible qui seront mises au point pour de pareilles conditions de marche. On a supposé qu'il existerait des installations assez efficaces pour la fabrication des cartouches de combustible, pour le traitement du combustible usé, y compris la récupération du plutonium à usage de combustible. Avec les chiffres prévus pour le rendement des cartouches de combustible, leur coût et la valeur des produits récupérés, le courant électrique pourrait se vendre à profit à moins de 0,007 dollar le kilowattheure. C'est là un prix qui permettrait à l'énergie nucléaire de soutenir la concurrence de l'énergie provenant de centrales thermiques classiques dans bien des régions du monde.

Centrale électronucléaire de 75 000 kilowatts équipée d'une pile à graphite et sodium

par Chauncey Starr *

Du point de vue économique, la pile à haute température, à pression normale, refroidie par métal liquide, est un des moyens d'obtenir de l'énergie d'origine nucléaire qui permettent les plus grands espoirs. Ce type de pile est actuellement concrétisé sous les espèces de la pile SGR à graphite et sodium (Sodium Graphite Reactor). C'est en tant qu'élément du programme de la Commission américaine de l'énergie atomique (USAEC) que le choix s'est porté sur ce moyen d'obtenir de l'énergie nucléaire, parce que, d'une part, il est techniquement possible de le réaliser immédiatement, et, d'autre part, nous avons bon espoir que des progrès techniques auront pour conséquence une amélioration considérable de son rendement. Les caractéristiques principales de ce type de centrale sont les suivantes :

1. Une haute température du réfrigérant — 925 °F (~500 °C) en ce moment, 1 200 °F (650 °C) en projet — est possible sans nécessiter la mise en pression du circuit d'extraction de chaleur. Ceci permet de produire de la vapeur dans de bonnes conditions et confère un haut rendement thermique à l'équipement thermique de transformation en énergie électrique.

2. La pile peut s'adapter à l'utilisation de diverses cartouches actives et à diverses conditions de fonctionnement. Il est possible d'y utiliser deux combustibles nucléaires, soit l'uranium-235 légèrement enrichi, soit un alliage thorium – uranium-235.

3. Aucune incompatibilité chimique ne se manifeste entre le combustible nucléaire, le réfrigérant ou la disposition des matériaux.

4. Comme il n'est pas possible de libérer de l'énergie par mise en pression ou par réaction chimique, la sécurité de fonctionnement qui résulte de la nature même du type de la pile se trouve augmentée, ce qui permet d'aménager la centrale de façon à circonscrire la radioactivité en toutes circonstances.

Il y a bien des avantages à utiliser, en tant qu'agent de transfert de chaleur, un métal liquide tel que le sodium. Alors qu'il est solide à la température ambiante, il fond à 208 °F (97,8 °C) et, par conséquent, est facilement maintenu à l'état liquide dans les tuyauteries de la centrale. L'ébullition du sodium se produit à 1 620 °F (882 °C), ce qui permet d'envisager des températures de réfrigérant suffisamment élevées dans un circuit sous pression normale. Ayant des conductibilités thermiques très élevées, les métaux liquides, en particulier le sodium, sont d'excellents agents de transfert de chaleur. La dynamique du sodium liquide est comparable à celle de l'eau. Un avantage supplémentaire du sodium réside en l'absence de corrosion chimique dans les circuits métalliques. En conséquence, on peut utiliser comme matériaux de construction une grande variété d'aciers et d'autres alliages. A cause des caractéristiques du sodium, la mise au point technique de la pile à graphite et sodium, et de son système d'extraction de la chaleur, peut permettre 1) de produire des températures de vapeur, limitées seulement par les conditions de marche de la turbine, 2) de simplifier le circuit de refroidissement de la pile au point de le rendre voisin d'un circuit basse pression à refroidissement par eau.

Le sodium, cependant, n'est pas sans inconvénient. Il réagit avec l'oxygène et l'eau et doit donc en être isolé. De plus, quand il est exposé aux neutrons, comme cela se produit dans une pile, il devient un puissant émetteur de rayons gamma, avec une période de 15 heures environ, ce qui pose un problème sérieux pour son utilisation dans les centrales électronucléaires. Pour ces raisons (dans les réalisations actuelles), la chaudière a été séparée du circuit primaire de sodium, qui extrait la chaleur de la pile, par un circuit secondaire au sodium qui ne devient pas radioactif et transmet la chaleur du premier circuit à la chaudière. Le caveau qui contient le sodium primaire radioactif joue le rôle de bouclier de protection et sert d'enceinte pour contenir l'atmosphère de gaz inerte qui entoure le circuit primaire.

Le graphite a été choisi comme ralentisseur parce que, comparativement à tout autre ralentisseur liquide hydrogène, il est mécaniquement

---

Original : anglais.

* Vice-Président de la Nuclear Engineering & Manufacturing North American Aviation, Inc., Los Angeles, Californie. Sur la base de travaux de E. F. Weisner, W. M. Sybert, R. Balent, A. B. Martin, W. E. Abbott, J. O. Henrie, A. M. Stelle, T. T. Shimazaki, M. P. Heisler, tous de la North American Aviation, Inc.

facile à manier, et il est considérablement moins cher que le béryllium que l'on pourrait aussi utiliser. Le principal inconvénient du graphite est sa porosité; il agit en effet comme une éponge dès qu'il est en contact avec le sodium liquide. C'est pour cette raison que, dans le projet actuel de ce type d'installation, le graphite est enrobé dans des boîtes en zirconium.

Vers le milieu de 1954, la North American Aviation, Inc., a commencé à coopérer avec l'USAEC à l'exécution d'un programme prévoyant l'élargissement des connaissances sur la pile à graphite et à sodium. C'est par la construction et l'étude du fonctionnement de la pile expérimentale au sodium SRE (Sodium Reactor Experiment) que l'on pourra apporter la preuve expérimentale qu'il est possible d'aborder le problème de la pile utilisant le sodium comme réfrigérant et le graphite comme ralentisseur. SRE est une pile prototype d'une puissance calorifique de 20 000 kW, qui présente toutes les caractéristiques fondamentales du projet de la pile SGR en vraie grandeur. Il s'agit d'un programme expérimental d'étude technique, qui vise à atteindre le rendement théorique de ce type de pile à haute température et basse pression et qui constitue un élément important du projet. Cette mise au point technique est actuellement en cours. La pile expérimentale au sodium SRE sera en plein fonctionnement au début de 1956. Dès que l'expérience acquise au cours de sa construction, de ses essais et de sa mise en route pourra être mise à notre disposition, nous l'utiliserons pour la première centrale nucléaire comportant une pile à sodium et graphite, qui, à l'heure présente, est conçue pour produire une puissance de 75 000 kW à la distribution.

DESCRIPTION GÉNÉRALE

Cette centrale de 75 000 kW, que nous nous proposons d'étudier, comprend une pile, refroidie par un circuit primaire au sodium, des échangeurs de chaleur intermédiaires, un circuit secondaire au sodium, des générateurs de vapeur, des turbo-alternateurs, des condenseurs, des transformateurs, des disjoncteurs et de l'appareillage auxiliaire. Un schéma des circuits de l'installation est représenté à la figure 1. La figure 2 montre la disposition des principales parties de l'installation. Les figures 3 et 4 montrent la disposition de l'équipement à l'intérieur du bâtiment de la pile.

Il existe deux projets de pile pour cette installation. L'un d'eux utilise l'uranium et l'autre un combustible à base de thorium. Les deux piles sont identiques dans leur ensemble. Elles diffèrent seulement par le type de cartouche active utilisé et par certaines dimensions physiques. Choisir le meilleur projet de pile pour une utilisation déterminée est fonction de certains facteurs, tels que la comparaison du prix de revient et de la facilité d'obtention des combustibles nucléaires, uranium et thorium, le coût de la fabrication et du traitement chimique pour chaque cas, et d'autres considérations analogues.

Le cœur de la pile est contenu dans une cuve de grand diamètre en acier, placée au-dessous du niveau du sol et refroidie par le sodium liquide. Le sodium de refroidissement est réparti en quatre circuits indépendants et sort de la pile par des tubes disposés suivant des rayons, branchés sur quatre échangeurs de chaleur intermédiaires où les deux circuits d'échange contiennent du sodium. Les circuits sont contenus dans des caveaux de protection distincts, disposés suivant quatre quadrants autour de la pile et au-dessous du niveau du sol. Les quatre quadrants, ayant chacun leur bouclier de protection, permettent l'entretien de chacun des quatre circuits, sans arrêt complet de la centrale.

Le sodium du circuit secondaire, non radioactif, venant de chacun des échangeurs intermédiaires, est aspiré depuis le niveau du sol jusqu'aux générateurs de vapeur. Les générateurs de vapeur sont logés séparément dans deux bâtiments situés de chaque côté du bâtiment principal de la pile et sont alimentés chacun par le sodium secondaire venant des échangeurs intermédiaires les plus voisins. L'endroit où se trouvent les générateurs de vapeur est suffisamment éloigné du bâtiment principal et de la centrale électrique proprement dite pour que ces parties de l'installation n'aient rien à craindre au cas où la rupture d'un tube provoquerait la réaction du sodium sur l'eau. La vapeur de chaque échangeur est dirigée jusqu'aux turbo-alternateurs, placés au voisinage du bâtiment principal. Les emplacements des transformateurs électriques, de la cabine des disjoncteurs et de la tour de refroidissement sont seulement représentés schématiquement; la position exacte sera dictée par les besoins et la situation topographique exacte de l'installation.

Les températures limites actuelles, admises pour le cœur de ces piles, sont la conséquence du peu d'expérience acquise sur le comportement du zirconium et des aciers en présence de sodium, et aussi sur les cartouches actives à haute température. On sait que les propriétés physiques du zirconium sont affectées par des traces d'impuretés comme l'oxygène, l'hydrogène, l'azote. On n'a pas, jusqu'à présent, déterminé dans quelle mesure ces impuretés peuvent être tolérées dans les grands systèmes au sodium. De plus, le comportement mécanique effectif du zirconium à haute température, pendant des périodes prolongées, est mal déterminé. Pour ces raisons, la température maximum sodium-zirconium a été fixée avec prudence à 950 °F (510 °C) dans le projet actuel.

L'utilisation à haute température de cartouches actives en uranium se trouve compliquée par le passage de la phase α à la phase β qui se produit à environ 1 220 °F (660 °C) et est accompagné d'une variation de volume. L'expérience acquise est insuffisante pour pouvoir dire s'il est possible d'opérer en phase mixte à haute température. Pour cette raison, la température maximum de l'uranium

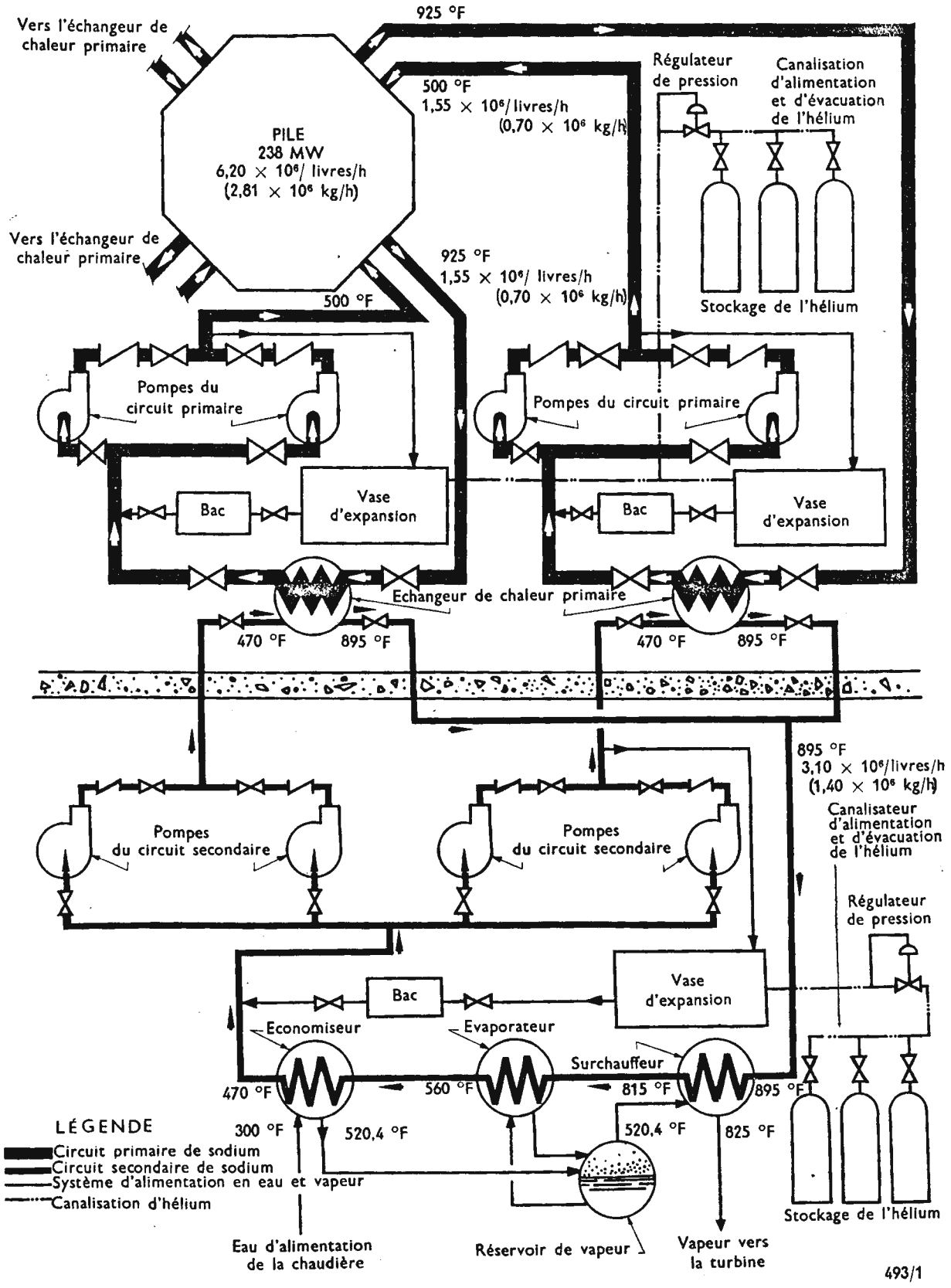


Figure 1. — Schéma de principe des circuits.

N B. — La disposition de cette figure n'a pas permis d'indiquer les équivalences des mesures en unités métriques.

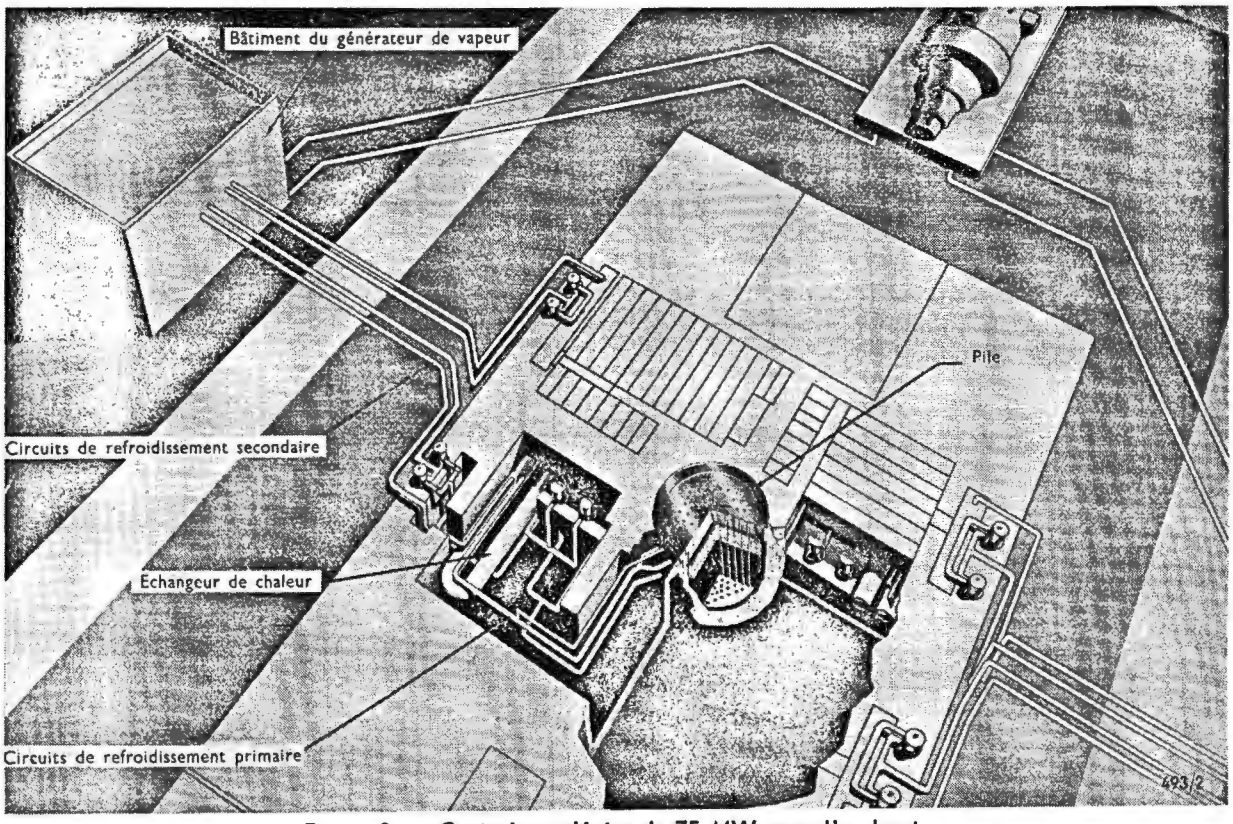


Figure 2. — Centrale nucléaire de 75 MW, vue d'en haut.

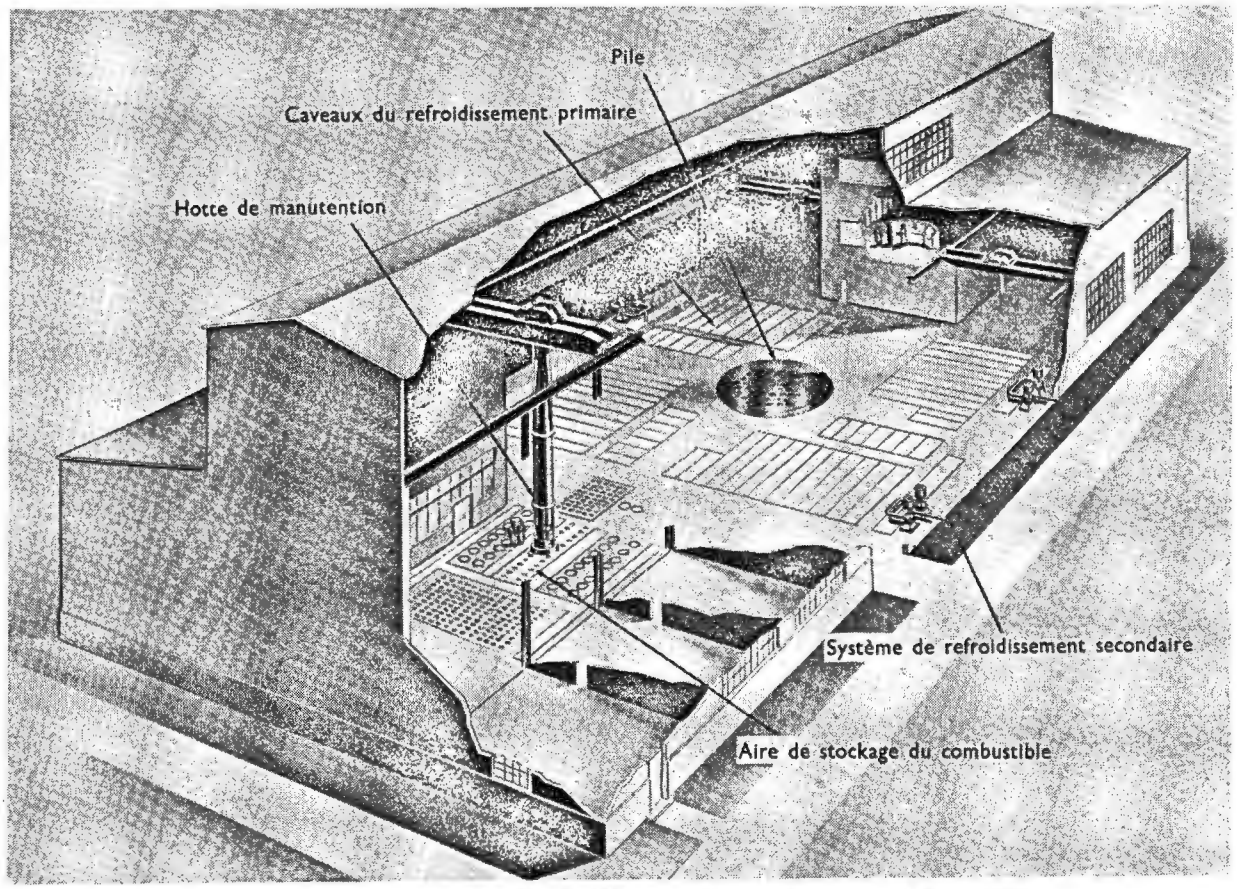


Figure 3. — Centrale nucléaire de 75 MW, vue d'en haut, au niveau du plancher.

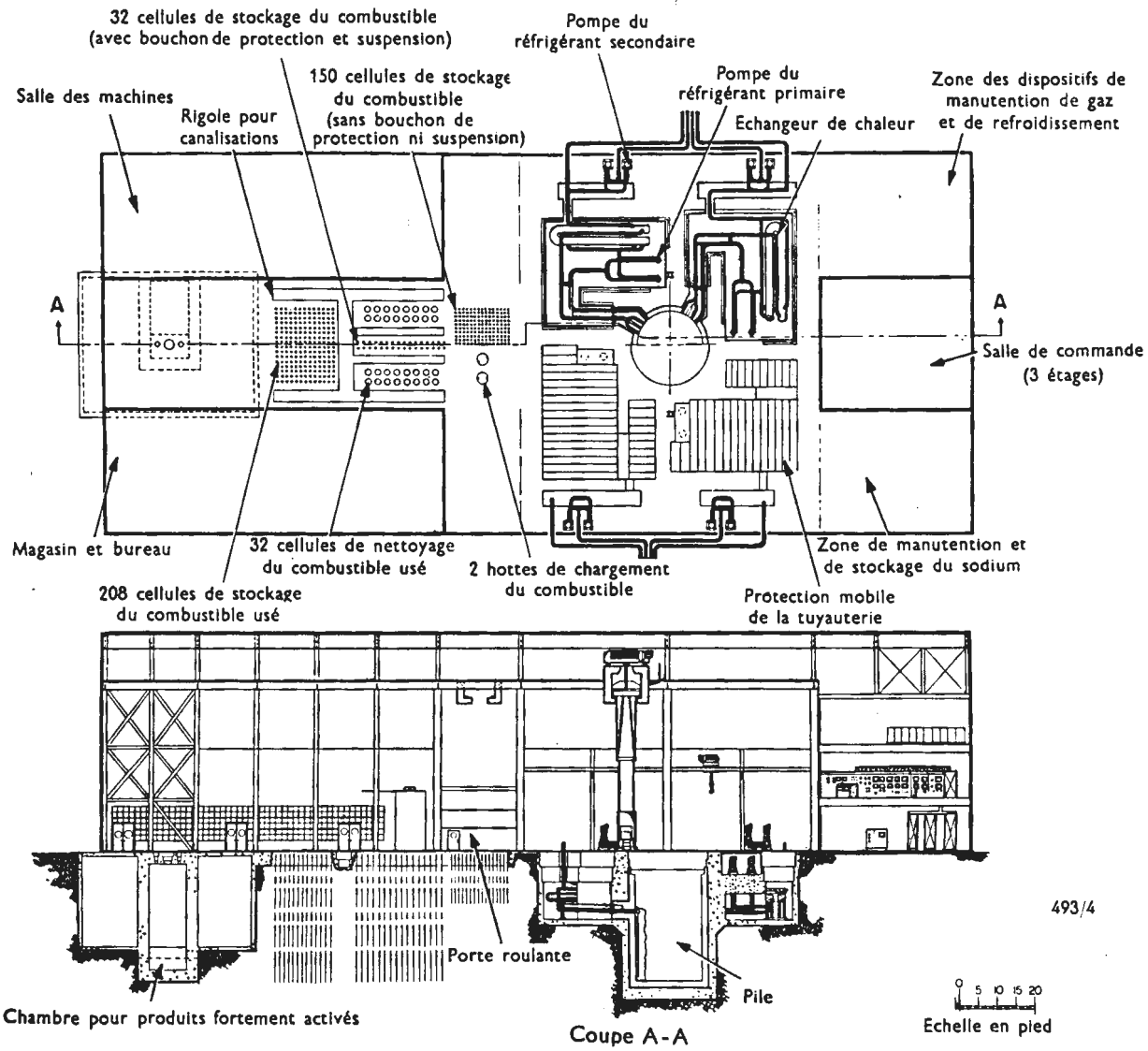


Figure 4. — Coupe et plan de l'installation de la pile.

au centre des cartouches a été limitée dans le projet à 1 200 °F (649 °C).

A cet égard, le thorium offre d'intéressantes possibilités, puisque l'absence de changement de phase rend possible son utilisation à une température maximum du métal supérieure à 2 000 °F (1 093 °C). Ici encore, il est nécessaire d'acquérir une plus grande expérience dans des conditions réelles de fonctionnement.

PILE ALIMENTÉE EN URANIUM

Le cœur de la pile est constitué par une juxtaposition extrêmement compacte de barres de graphite, hexagonales, gainées, contenues dans une grande cuve d'acier (fig. 5 et 6). Ce réservoir est entouré d'un bouclier thermique et d'une couche calorifuge. Puisque la pile est logée entièrement au-dessous du niveau du sol, les fondations en béton donnent une protection biologique efficace. Le bouclier supérieur en béton lourd a plusieurs pieds d'épaisseur et pourrait être enlevé au cas où il faudrait faire subir au cœur des réparations importantes.

La pile a été conçue pour produire une puissance thermique de 250 MW, la température maximum du zirconium étant limitée à 950 °F (510 °C) et la température maximum de l'uranium à 1 200 °F (649 °C). On a fait choix d'une température de 500 °F (260 °C) à l'admission du sodium dans la pile, ce qui permet d'atteindre la pression de vapeur que l'on désire. Le nombre de canaux de chargement et la vitesse du métal réfrigérant passant dans le cœur ont été choisis pour que, les conditions ci-dessus étant satisfaites, on ait une température globale moyenne, à la sortie, de 925 °F (496 °C) au moins. Le tableau 1 présente les données initiales du projet et les caractéristiques de fonctionnement de la pile.

C'est après une première analyse que l'on a fait choix, pour le réseau, d'un pas de 10 pouces (25,4 cm)

Tableau I

Données initiales du projet et caractéristiques de fonctionnement, alimentation en uranium

A. PILE

1. *Type de la pile*	Hétérogène à neutrons thermiques
2. *Caractéristiques de fonctionnement*	
Puissance calorifique nominale . . . . . MW	250
Puissance spécifique moyenne :	
MW/tonne américaine (1 tonne = 2 000 livres)	9,2
MW/tonne métrique . .	10,1
kW/kg d'uranium-235 .	565
Puissance spécifique moyenne par rapport au ralentisseur :	
MW/tonne (américaine) de graphite	3,5
MW/tonne métrique . .	3,85
Flux moyen des neutrons thermiques dans le combustible, neutrons/cm²/s	$2,5 \times 10^{13}$
Flux maximum des neutrons thermiques dans le combustible, neutrons/cm²/s	$5,4 \times 10^{13}$
Enrichissement du combustible en uranium-235 pour un excès de réactivité de 2 000 pcm	1,80
3. *Substances employées*	
Combustible	Uranium légèrement enrichi en uranium-235
Ralentisseur et réflecteur .	Graphite; chaque barre gainée dans du zirconium de 0,035 pouce (0,088 9 cm) d'épaisseur
Chemise de la cartouche active	Acier inoxydable-304 de 0,010 pouce (0,025 4 cm) d'épaisseur
Tube de refroidissement .	En zirconium, diamètre extérieur : 3,250 pouces (8,26 cm); épaisseur : 0,035 pouce 0,088 9 cm)
Réfrigérant primaire . . .	Sodium
Réfrigérant secondaire . .	Sodium
Bouclier thermique	Acier doux
Bouclier de protection biologique	Béton baryté
4. *Caractéristiques nucléaires concernant le cœur*	
Type du réseau	Triangulaire
Pas du réseau	10,0 pouces (25,4 cm)
Nombre de cellules, total .	233
Pour le combustible . .	215.
Pour les barres de réglage et de sécurité	18
Épaisseur théorique du réflecteur . . . . . pieds	2 (61,0 cm)
Diamètre du cœur (y compris le réflecteur) pieds	17,3 (5,273 m)
Hauteur du cœur (y compris le réflecteur) pieds	14,0 (4,267 m)
Composition du cœur (pourcentage en volume) :	
Graphite	87,05
Sodium	6,72
Acier inoxydable	0,43
Uranium	3,57
Zirconium	1,81
NaK	0,32
Vide (gaz)	0,10
Poids d'uranium-235 (chargement initial) . . kg	443
Constantes du réseau (chargement initial avec empoisonnement à l'état d'équilibre) : excès de réactivité de 2 000 pcm à 600 °C. Enrichissement en uranium 1,8 pour cent	
ε	1,026
P	0,756 4
f (pour l'uranium) . . .	0,855 1
η_i (pour l'uranium) . . .	1,687 8
k_∞	1,120
L^2 . . . . . cm^2	134
τ . . . . . cm^2	405
B^2 . . . . . cm^{-2}	205×10^{-6}
5. *Caractéristiques de la cartouche active*	
Type de cartouche active .	Faisceau de 19 barres
Nombre de cartouches dans la pile	215
Combustible	Uranium
Diamètre des billettes d'uranium . . . . . pouces	0,455 (1,156 cm)
Longueur des billettes d'uranium . . . . . pouces	12,0 (30,48 cm)
Quantité initiale d'uranium-235 dans le combustible pour cent	1,80
Poids d'uranium contenu dans la pile . . . . kg	24,600
Longueur d'une cartouche active . . . . . pieds	10,0 (3,048 m)
Épaisseur de la chemise d'acier inoxydable pouces	0,010 (0,025 4 cm)
Garnissage en NaK pouces	0,010 (0,025 4 cm)
6. *Caractéristiques des barres de réglage et de sécurité*	
Nombre de barres de réglage	10
Type des barres	Barre d'acier au bore se déplaçant à l'intérieur d'un fourreau d'acier
Diamètre des barres, pouces	1,92 (4,88 cm)
Absorption de réactivité pour l'ensemble des barres de réglage . . pcm	~ 10 000
Nombre de barres de sécurité	8
Absorption de réactivité pour l'ensemble des barres de sécurité . . pcm	~ 9 000

B. CARACTÉRISTIQUES DU SYSTÈME DE REFROIDISSEMENT

1. *Pile*

Réfrigérant	Sodium
Température d'admission °F	500 (260 °C)
Température moyenne du mélange à la sortie °F	~ 925 (496 °C)
Plus haute température de sortie °F	950 (510 °C)
Vitesse maximum du réfrigérant, pieds par seconde	9 (274 cm/s)
Chute de pression par passage dans le cœur, livres par pouce carré	6 (0,43 kg/cm²)
Débit livres/h	6,5 × 10^6 (3,0 × 10^6 kg/h)
Flux maximum de chaleur (Btu/h/pied carré)	350 000 (950 000 kcal/h/m²)
Température maximum du combustible °F	1 200 (649 °C)
Puissance totale MW	250

2. *Circuits primaires*

Nombre de circuits en parallèle	4
Température à l'entrée de l'échangeur de chaleur primaire F°	925 (496 °C)
Température à la sortie de l'échangeur de chaleur primaire F°	500 (260 °C)
Débit dans chaque circuit, livres/h	1,625 × 10^6 (0,74 × 10^6 kg/h)
Nombre de pompes dans chaque circuit	2

3. *Circuits secondaires*

Nombre de circuits en parallèle	2
Température à l'entrée du surchauffeur °F	895 (479 °C)
Température à la sortie de l'économiseur °F	470 (243 °C)
Débit dans chaque circuit, livres/h	3,25 × 10^6 (1,48 × 10^6 kg/h)
Nombre de pompes dans chaque circuit	4

et fixé l'enrichissement nécessaire à 1,8 pour cent. Bien que ces quantités ne puissent être complètement amenées à leur valeur optimum sans que l'on ait défini l'utilisation spécifique et les éléments de dépense, elles en sont suffisamment voisines pour qu'il soit permis d'évaluer avec une précision raisonnable les dépenses de construction et de fonctionnement.

Les cartouches actives sont constituées par des faisceaux de 19 barreaux. Chaque barreau se compose de 10 billettes d'uranium légèrement enrichi de 0,455 pouce (1,156 cm) de diamètre et de 12 pouces (30,48 cm) de long. Ces barreaux sont enfermés dans une chemise d'acier inoxydable de 0,495 pouce (1,257 cm) de diamètre extérieur et 0,010 pouce (0,025 4 cm) d'épaisseur (fig. 7). La chemise est capsulée à ses deux extrémités et est emplie d'une substance de garnissage (soit sodium, soit mélange de sodium–potassium), sauf dans un vide de dilatation réservé à l'hélium. L'épaisseur moyenne de la couche de garnissage est de 0,010 pouce (0,025 4 cm). Des fils d'acier, enroulés en hélice sur les barreaux, les séparent les uns des autres.

Les barreaux sont fixés à une même tige de suspension qui permet de les faire pendre à l'intérieur des canaux de refroidissement situés dans les pièces formant le ralentisseur. Cette tige de suspension est fixée au bouclier supérieur par l'intermédiaire d'un bouchon de protection. Sur chaque ensemble se trouve une plaque perforée destinée à régler le débit du réfrigérant dans chaque cartouche active; le diamètre du trou de cette plaque est déterminé d'après la position de chaque cartouche dans la pile de façon à rendre maximum la température de l'ensemble du réfrigérant à la sortie.

Les pièces formant le ralentisseur sont des piles de graphite contenues dans des boîtes de zirconium fermées ayant une paroi de 0,035 pouce (0,088 9 cm) d'épaisseur. De petits interstices ont été ménagés entre le zirconium et le graphite pour permettre la dilatation thermique et le jeu de l'assemblage. Théoriquement, un jeu de 0,100 pouce (0,254 cm) a été ménagé entre les parois des boîtes voisines pour y permettre la circulation du sodium.

Une boîte type, servant à gainer le graphite, est représentée à la figure 8. Les pièces gainées du réflecteur sont semblables, mais ne contiennent pas de canaux pour la mise en place des cartouches actives ou pour le passage des canalisations de refroidissement.

Le milieu réagissant, ayant 13,3 pieds (4,054 m) de diamètre et 10 pieds (3,048 m) de hauteur, est formé de 233 boîtes à graphite. Le réflecteur qui entoure le cœur a une épaisseur de 2 pieds (61,0 cm), comptée soit dans la direction de l'axe, soit suivant un rayon, ce qui donne hors-tout 17,3 pieds (5,273 m) de diamètre, et 14 pieds (4,267 m) de hauteur.

La cuve en revêtement d'acier inoxydable a 17,5 pieds (5,334 m) de diamètre intérieur et des parois de 2 pouces (5,08 cm) d'épaisseur. Au voisinage du fond, une plaque supporte et assure le centrage des boîtes à graphite servant de ralentisseur et de réflecteur. Sous cette plaque s'en trouve une seconde, appelée plaque tubulaire; ces deux plaques forment ainsi deux chambres d'alimentation, une entre les deux plaques et l'autre entre la plaque inférieure et le fond de la cuve. Les canaux de refroidissement traversent les deux plaques, de sorte que le courant principal de sodium qui monte dans les canaux de refroidissement provient de la chambre d'alimentation la plus basse. Le courant qui passe entre le ralentisseur et le réflecteur provient de la chambre d'alimentation supérieure.

Chaque chambre est alimentée sous circulation forcée par deux tuyaux de descente distincts qui se trouvent juste à l'intérieur de la cuve et où l'on peut régler la répartition du débit.

Le sodium réfrigérant primaire extrait la chaleur

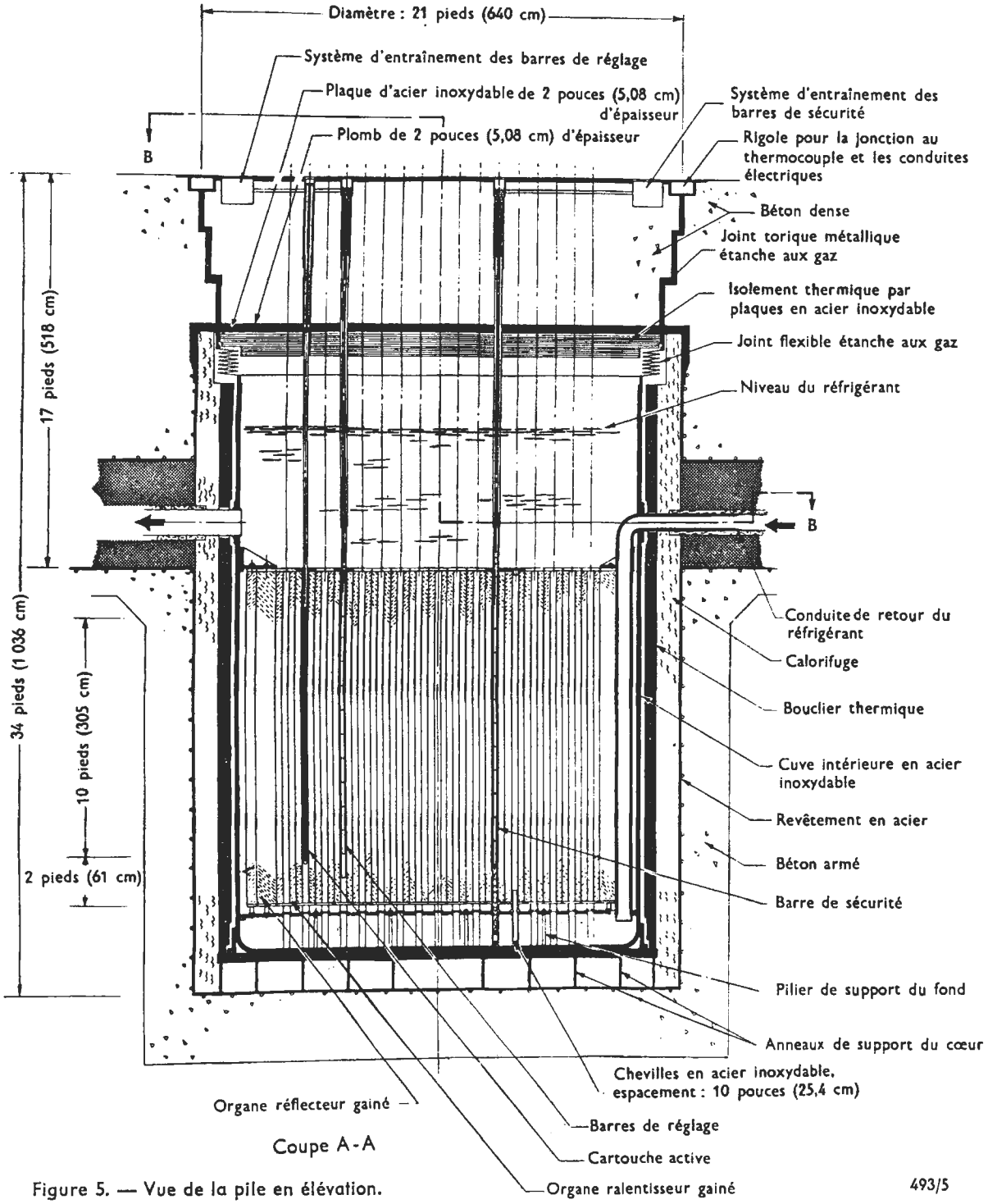


Figure 5. — Vue de la pile en élévation. 493/5

des cartouches actives, des boîtes à graphite du ralentisseur, du réflecteur et du bouclier thermique. Cette chaleur utile représente plus de 98 pour cent de l'énergie totale produite dans la pile. La chaleur dégagée dans le bouclier thermique et les pertes à travers le calorifuge sont récupérées par un circuit de refroidissement distinct à basse température. Ce réfrigérant du circuit à basse température peut être un liquide organique, tel que le toluène, qui ne réagit pas chimiquement avec le sodium.

Le système de refroidissement au sodium est divisé en sections primaire et secondaire, de sorte que le réfrigérant radioactif primaire occupe un petit volume et est séparé physiquement des générateurs de vapeur. Il y a quatre circuits primaires en parallèle (fig. 1). Dans chaque circuit le réfrigérant quitte le cœur par des conduites soudées à la cuve à un niveau situé exactement au-dessus de l'ensemble ralentisseur-réflecteur. Il parvient à la pipe d'admission d'une pompe centrifuge à axe

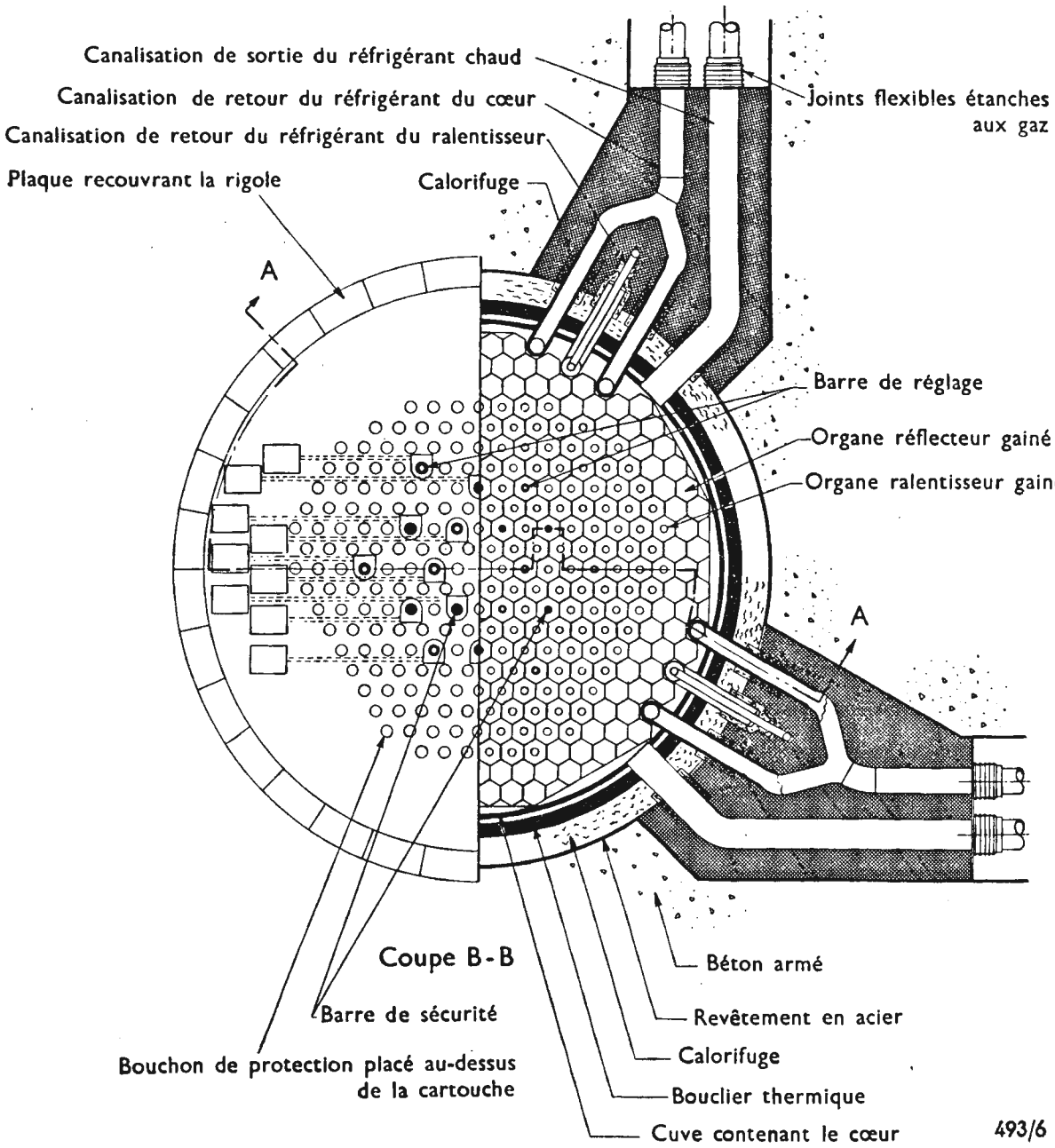


Figure 6. — Plan de la pile.

vertical. Chaque circuit comprend deux pompes en parallèle. Des pompes au sodium, à joints refroidis, nouvellement mises au point, conviennent très bien à cette réalisation.

A cause de la radioactivité induite dans le sodium, la portion du système du sodium primaire qui n'est pas à l'intérieur de la pile doit être enveloppée d'une protection contre les rayons gamma. Les échangeurs de chaleur sodium-sodium, les canalisations du système primaire et les pompes incorporées à chaque circuit sont logés dans une enceinte contiguë à la pile et au-dessous du niveau du sol. Il y a quatre enceintes, une pour chaque circuit. Chacune est recouverte d'une dalle amovible de béton de 6 pieds (1,829 m) d'épaisseur.

Le système secondaire de sodium, non radioactif, reçoit ses calories du système primaire avec une chute de température voisine de 30 °F (16,5 °C). On a prévu deux circuits secondaires avec quatre pompes en parallèle dans chaque circuit. Le sodium secondaire transmet ses calories à la vapeur dans les surchauffeurs, évaporateurs et économiseurs.

On a prévu en tout dix-huit éléments de réglage et de sécurité. Chacun opère à l'intérieur d'un fourreau en acier inoxydable, qui traverse le cœur dans un canal de refroidissement du réseau.

Chaque barre de réglage est constituée par un tube en acier inoxydable, entouré d'anneaux de bore. Sa dimension est déterminée par la quantité de chaleur qui s'y développe, la température maxi-

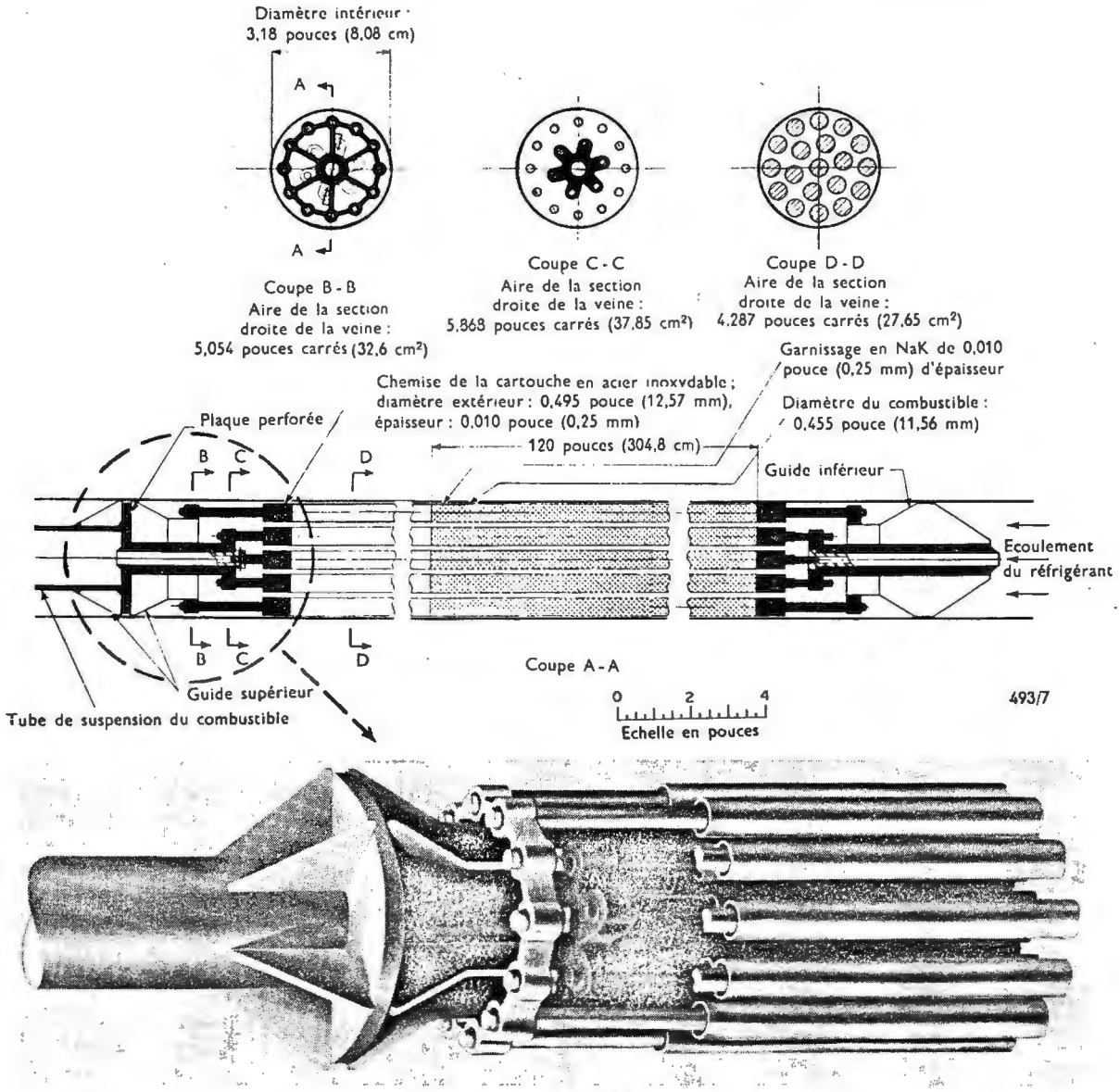


Figure 7. — Groupe de 19 barreaux actifs.

mum admissible et des considérations de transfert de chaleur. La barre est refroidie par conduction et rayonnement à travers une couronne cylindrique d'hélium de 0,010 pouces (0,025 4 cm) comprise entre les anneaux de bore et le fourreau. La paroi du fourreau est refroidie par le sodium primaire qui coule entre elle et le canal de travail. Le fourreau a pour objet d'empêcher que le sodium et les vapeurs de sodium ne viennent au contact des mécanismes d'entraînement. Il faudrait, du point de vue nucléaire, éviter l'usage de fourreaux en acier inoxydable, mais les propriétés physiques du zirconium à ces températures ne sont pas suffisamment connues pour en faire des fourreaux.

Les organes de sécurité ont un diamètre aussi grand que les dimensions du canal le permettent; en effet, normalement, ils doivent être retirés de la pile pendant le fonctionnement, et le problème de transfert de chaleur rencontré dans le cas des barres de réglage ne se pose donc pas. Les organes de sécurité peuvent être soit des barres en acier au bore, soit des billes contenant du bore. Le choix final dépendra des résultats de travaux de mise au point actuellement en cours pour la pile SRE.

La cuve contenant le cœur sert elle-même partiellement de bouclier thermique, mais n'est pas normalement conçue à cette fin. Le bouclier thermique proprement dit est constitué par des briques à chevrons d'acier doux, d'une épaisseur totale de 6 pouces (15,24 cm) environ, situées immédiatement au-dessus et à l'extérieur de cette cuve. Le bouclier thermique supérieur est soutenu par le bouclier de protection biologique en béton. Le bouclier supérieur est percé de trous verticaux, au droit des canaux de chargement. Ces trous sont normalement obstrués par des bouchons de protection qui portent les tiges de suspension des cartouches de combustible.

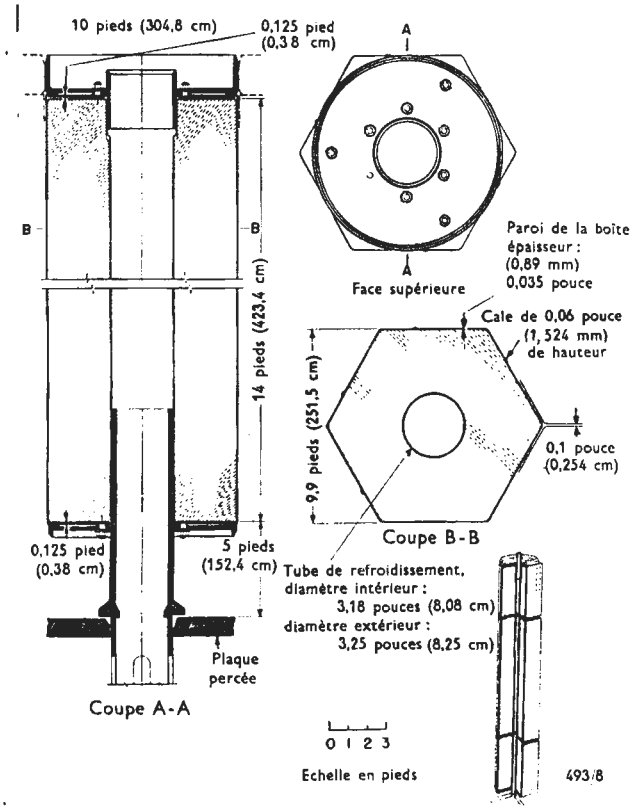


Figure 8. — Boîte à graphite.

Une couche calorifuge est placée entre le bouclier thermique et le bouclier biologique ou les murs de fondation pour réduire les pertes de chaleur. Une grande partie de la chaleur produite dans le bouclier thermique est envoyée par rayonnement ou réfléchie vers la cuve et évacuée par le sodium. La température du bouclier thermique variera de 500 °F (260 °C) dans la partie inférieure de la pile jusqu'à 1 200 °F (649 °C) environ dans la portion centrale du bouclier thermique supérieur.

Le béton de fondation est revêtu d'une plaque d'acier doux à laquelle sont soudés des tubes de refroidissement. Le liquide organique qui circule dans ces tubes extrait la chaleur qui, engendrée dans le béton et le revêtement d'acier, traverse la couche calorifuge. Pour le béton on a choisi, dans le projet, une température maximum de 150 °F (66 °C). Puisque la pile est entièrement au-dessous du niveau du sol, le sol et les fondations en béton constituent une protection biologique suffisante. Les fondations sont en béton armé ordinaire ; les exigences concernant l'épaisseur et l'armature du béton dépendront des caractéristiques du sous-sol de l'emplacement.

Des instruments commandent le flux des neutrons produits par la pile pendant le démarrage et le fonctionnement. La figure 9 est un schéma d'ensemble du système de commande proposé. On utilise trois types de chambres pour couvrir la gamme entière des flux de neutrons, allant des conditions d'arrêt jusqu'au fonctionnement à pleine puissance. Ce sont des chambres à fission, des chambres d'ionisation compensées pour rayons gamma, et des chambres d'ionisation non compensées. Ce choix permet d'avoir des informations continues dans la gamme d'environ dix décades, qui peut correspondre à une source de neutrons.

Les signaux de la chambre de fission, amplifiés et transmis à un intégrateur, peuvent donner l'indication du flux de neutrons sur une gamme de quatre décades. La situation de ces quatre décades par rapport au niveau de puissance peut être changée en modifiant, à distance, la position des chambres à fission. Les chambres d'ionisation compensées pour les rayons gamma couvrent approximativement une gamme de six décades. On s'arrange pour qu'elles se recouvrent partiellement l'une l'autre et recouvrent aussi partiellement les indications données par les chambres à fission. Leur signal est envoyé à un amplificateur logarithmique et différencié pour obtenir un signal de sortie proportionnel à la période de la pile. Le signal de sortie de l'amplificateur est aussi envoyé à un enregistreur dont la bande de déroulement couvre six décades. Le signal de sortie des chambres d'ionisation non compensées, du type de la chambre à plateaux parallèles circulaires, est utilisé d'abord pour mesurer le flux pour des valeurs de la puissance comprises entre une décade au-dessous et une demi-décade au-dessus de la valeur de pleine puissance. En commutant des résistances à l'entrée de l'amplificateur, cette gamme peut être amenée, à l'intérieur d'un intervalle de 7 décades, au-dessous de la valeur de plein régime. Cette disposition est particulièrement utile lors du démarrage de la pile.

Des appareils de mesure sont aussi prévus dans chacun des circuits au sodium pour mesurer le débit, la température et la pression en différents points. Le niveau de sodium dans la pile et dans les réservoirs d'expansion est mesuré de façon continue, de même que la température de sortie du sodium dans chaque canal de refroidissement.

Le circuit de propreté du sodium consiste en un appareillage qui brasse, filtre et transfère le sodium aux systèmes primaire ou secondaire. Partout où il est nécessaire d'éviter l'oxydation du graphite ou du sodium, on utilise une atmosphère de gaz inerte : hélium ou azote.

Le dispositif de manutention du combustible permet de remplacer les éléments irradiés par de nouveaux éléments, quand la pile est à l'arrêt. De plus, ce système permet le stockage, l'inspection, le nettoyage et le transport des cartouches actives neuves ou épuisées (fig. 3 et 4). Pendant l'arrêt, on utilise la hotte de manutention du combustible pour introduire de nouvelles cartouches actives dans la pile, enlever celles qui sont usées et les transporter à la cellule de nettoyage. Quand la pile fonctionne à nouveau, la hotte est utilisée pour transporter les organes irradiés des cellules de nettoyage aux cellules-magasin. On a prévu au projet

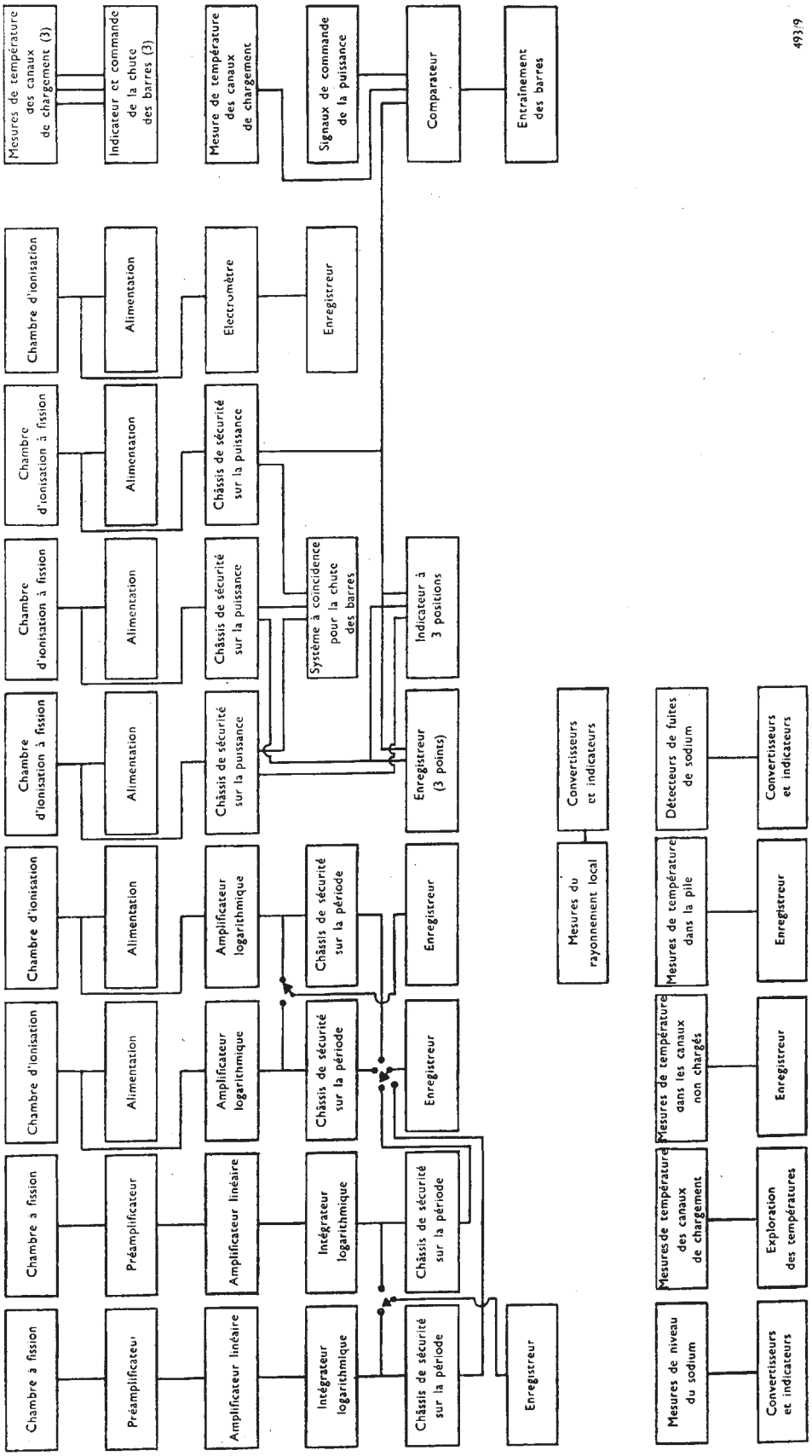


Figure 9. — Appareils de mesure.

la possibilité d'établir ou de supprimer un accouplement étanche aux gaz entre la hotte d'une part et, d'autre part, la face de chargement de la pile, les cellules où sont entreposées les cartouches neuves ou les cellules de nettoyage, suivant le cas.

Le bilan des neutrons donné au tableau 2 pour la période du démarrage est approximativement le même pendant toute la vie du cœur. Le taux de conversion initial est 0,72. Le nombre de canaux chargés est 215. Ce chargement permet un excès de réactivité initiale de 2 pour cent, qui devrait être suffisant pour donner une irradiation d'au moins 3 000 mégawatts-jour par tonne américaine (3 300 mégawatts-jour par tonne métrique).

Tableau 2

Bilan des neutrons du cœur de la pile, combustible uranium

Neutrons rapides vierges		100,000
Pertes en neutrons rapides	5,946	
Capture de résonance dans ^{238}U	22,912	
Pertes en neutrons thermiques	1,412	
Capture dans le ralentisseur	1,887	
Capture par les tubes de refroidissement extérieurs	0,135	
Capture par les enveloppes du ralentisseur	0,878	
Capture par le réfrigérant du ralentisseur	1,370	
Capture par les barres de réglage	1,857	
Capture par les cartouches actives	63,603	
	100,000	
Capture par les cartouches actives		63,603
Capture par ^{238}U	10,866	
Capture par Xe et Sm	2,401	
Capture par le sodium de refroidissement	1,346	
Capture par le gainage d'acier inoxydable	1,976	
Capture par le garnissage en NaK	0,132	
Capture par l'uranium-235 avec fission	39,620	
Capture par l'uranium-235 sans fission	7,262	
	63,603	

$$\text{Rapport initial de conversion} = \frac{22{,}912 + 10{,}866}{46{,}882} = 0{,}720$$

$$\text{Neutrons de 2e génération} = 39{,}620 \times 1{,}026 \times 2{,}46 = 100{,}000$$

PILE ALIMENTÉE EN THORIUM–URANIUM-235

Le projet de pile exposé dans ce chapitre diffère par un seul point important du projet précédent : l'utilisation de cartouches actives de thorium et uranium-235. La puissance thermique de la pile a été fixée à 250 MW, la température maximum du zirconium étant limitée à 950 °F (510 °C). La température du sodium à l'admission dans la pile est 500 °F (260 °C). La température calculée au centre des pièces de thorium est 1 600 °F (871 °C), mais cette valeur n'est pas considérée comme limitative. Les dimensions du cœur ont été déterminées principalement par des considérations nucléaires. La puissance demandée aurait pu être extraite d'un plus petit cœur, mais la perte en neutrons aurait été trop importante.

C'est après une analyse préliminaire qu'on a choisi, pour le réseau, un pas de 8,0 pouces (20,32 cm) et fixé à 3,70 pour cent en atomes le pourcentage d'uranium-235 dans le thorium. Le tableau 3 indique les données initiales du projet et les caractéristiques de fonctionnement de la pile.

Les cartouches actives sont formées par des groupes de 7 barreaux. Chaque barreau se compose de 10 billettes d'alliage thorium-uranium-235 de 0,648 pouce (1,646 cm) de diamètre et 12 pouces (30,48 cm) de long. Les billettes sont contenues dans une gaine d'acier inoxydable de 0,688 pouce (1,747 cm) de diamètre extérieur et 0,010 pouce (0,025 4 cm) d'épaisseur. La chemise est capsulée à ses deux extrémités et remplie, sauf dans le vide de dilatation empli d'hélium, d'une substance de garnissage (soit sodium, soit sodium-potassium). L'épaisseur moyenne du garnissage est 0,010 pouce (0,025 4 cm).

Les organes du ralentisseur sont des colonnes de graphite contenues dans des boîtes étanches semblables à celles qui ont été prévues pour la pile alimentée à l'uranium, sauf en ce qui concerne les dimensions hors-tout. Les parois des boîtes et celles du tube de refroidissement ont une épaisseur de 0,035 pouce (0,089 cm). Le tube de refroidissement a un diamètre intérieur de 2,493 pouces (6,332 cm). On a prévu 203 boîtes à graphite formant un milieu actif de 10 pieds de diamètre et 10 pieds de haut (3,048 m). Un réflecteur ayant le long de l'axe et suivant un rayon une épaisseur de 2 pieds (51,0 cm) entoure le cœur, ce qui donne pour dimensions hors-tout 14 pieds (4,267 m) de diamètre et 14 pieds (4,267 m) de haut.

La cuve est identique à celle qui a été précédemment décrite, sauf que son diamètre intérieur est de 14,2 pieds (4,328 m).

Le système de refroidissement du cœur, les organes de réglage et de sécurité, le bouclier thermique et le calorifugeage, les fondations, la protection et le refroidissement du bouclier, les appareils de mesure, les systèmes auxiliaires et le bâtiment sont les mêmes que ceux qui ont été précédemment décrits.

La pile a été conçue de façon prudente. La température maximum du sodium-zirconium a été limitée à 950 °F (510 °C). Les dimensions de la pile, celles des cartouches de combustible et le pas du réseau ont été déterminés par des considérations d'ordre

nucléaire et économique. Puisque la puissance maximum exigée est 250 MW, la température centrale du thorium n'excédera pas 1 600 °F (871 °C), la vitesse maximum du sodium dans le canal central étant de 16,2 pieds par seconde (494 cm/s) (voir tableau 3).

Tableau 3

Données initiales du projet et caractéristiques de fonctionnement, alimentation en thorium-uranium-235

A. PILE

1. *Type de pile*	Hétérogène à neutrons thermiques
2. *Caractéristiques de fonctionnement de la pile*	
Puissance calorifique nominale . . . . . MW	250
Puissance spécifique moyenne par rapport au combustible, MW/tonne (américaine) de métal (1 tonne =2 000 livres)	23,3
MW/tonne métrique . . .	25,6
kW/kg d'uranium-235 . . .	694
Puissance spécifique moyenne par rapport au ralentisseur, MW/tonne (américaine) de graphite . .	6,2
MW/tonne métrique . . .	6,8
Flux moyen des neutrons thermiques dans le combustible, neutrons/cm²/s	$3{,}1 \times 10^{13}$
Flux maximum des neutrons thermiques dans le combustible, neutrons/cm²/s	$6{,}7 \times 10^{13}$
Pourcentage d'uranium-235 initial pour un excès de réactivité de 2 000 pcm	3,70
3. *Substances employées*	
Combustible nucléaire . . .	Alliage thorium-uranium (uranium fortement enrichi)
Ralentisseur et réflecteur .	Graphite, chaque cellule en chemise de zirconium de 0,035 pouce (0,088 9 cm) d'épaisseur
Gainage de la cartouche de combustible	Acier inoxydable-304 de 0,010 pouce (0,025 4 cm) d'épaisseur
Tube de refroidissement .	2,563 pouces (6,51 cm) de diamètre extérieur, paroi de zirconium de 0,035 pouce (0,088 9 cm) d'épaisseur
Refroidissement primaire .	Sodium
Refroidissement secondaire	Sodium
Bouclier thermique	Acier doux
Bouclier biologique	Béton baryté
4. *Caractéristiques nucléaires concernant le cœur*	
Type de réseau	Triangulaire
Pas du réseau	8,0 pouces (20,32 cm)
Nombre de canaux, total .	203
Pour le combustible . .	185
Pour les barres de réglage et de sécurité	18
Épaisseur théorique du réflecteur	2 pieds (61,0 cm)
Diamètre du cœur (y compris réflecteur)	14,0 pieds (4,267 m)
Hauteur du cœur (y compris réflecteur)	14,0 pieds (4,267 m)
Composition du cœur (pourcentage en volume) :	
Graphite	86,24
Sodium	6,50
Acier inoxydable	0,43
Thorium-uranium. . . .	4,16
Zirconium	2,25
NaK	0,26
Vide (gaz)	0,10
Poids d'uranium-235 (chargement initial) . . . kg	360,4
Constantes du réseau (pour le chargement initial avec poisons à l'équilibre) : excès de réactivité de 2 000 pcm à 600 °C	
ε	1,000
p	0,793 6
f (pour l'uranium) . . .	0,689 2
η (pour l'uranium) . . .	2,076 9
k_∞	1,136
L^2 . . . . . cm²	95
τ . . . . . cm²	435
B^2 . . . . . cm^{-2}	240×10^{-4}
5. *Caractéristiques de la cartouche de combustible*	
Type	groupe de 7 barres
Nombre de cartouches dans la pile	185
Combustible	alliage thorium-uranium
Diamètre des billettes de thorium	0,648 pouce (1,646 cm)
Longueur des billettes de thorium	12,0 pouces (30,48 cm)
Quantité initiale d'uranium-235 contenue dans le combustible (pour cent)	3,70
Poids de thorium dans la pile . . . . . kg	9,740
Longueur d'une cartouche .	10,0 pieds (3,048 m)
Épaisseur de la gaîne d'acier inoxydable	0,010 pouce (0,025 4 cm)
Garnissage de NaK	0,010 pouce (0,025 4 cm)
6. *Caractéristiques des barres de réglage et de sécurité*	
Nombre de barres de réglage	10
Type des barres	Barres en acier au bore opérant à l'intérieur d'un fourreau d'acier

Diamètre des barres	1,8 pouce (4,57 cm)
Absorption totale de réactivité par les barres de contrôle, pcm	~ 9 000
Nombre de barres de sécurité	8
Absorption totale de réactivité par les barres de sécurité, pcm	~ 8 000

B. CARACTÉRISTIQUES DU SYSTÈME DE REFROIDISSEMENT

1. *Pile*

Réfrigérant	Sodium
Température d'admission	500 °F (260 °C)
Température moyenne de sortie	925 °F (496 °C)
Température la plus élevée à la sortie	950 °F (510 °F)
Vitesse maximum du réfrigérant	16,2 pieds/s (494 cm/s)
Baisse de pression par passage dans le cœur	16 livres par pouce carré (1,1 kg/cm²)
Débit	6,5 × 10⁶ livres/h (3,0 × 10⁶ kg/h)
Flux de chaleur maximum	805 000 Btu par heure et par pied carré (2 300 000 kcal/h/m²)
Température maximum du combustible	1 600 °F (871 °C)
Puissance totale, MW	250

2. *Circuits primaires*

Nombre de circuits en parallèle	4
Température d'admission à l'échangeur de chaleur primaire	925 °F (496 °C)
Température à la sortie de l'échangeur de chaleur primaire	500 °F (260 °C)
Débit dans chaque circuit	1,625 × 10⁶ livres/h (0,74 × 10⁶ kg/h)
Nombre de pompes dans chaque circuit	2

3. *Circuits secondaires*

Nombre de circuits en parallèle	2
Température d'admission au surchauffeur	895 °F (479 °C)
Température à la sortie de l'économiseur	470 °F (243 °C)
Débit dans chaque circuit	3,25 × 10⁶ livres/h (1,48 × 10⁶ kg/h)
Nombre de pompes dans chaque circuit	4

Les caractéristiques nucléaires changent au cours de la combustion puisque l'uranium-235, présent au début, est remplacé par de l'uranium-233, mais non unité pour unité. La matière fissile d'appoint nécessaire est l'uranium-235 hautement enrichi. Le bilan des neutrons dans le milieu actif est donné, pour les deux premiers cycles complets, au tableau 4. Le taux de conversion passe de la valeur initiale 0,675 à la valeur 0,782 à la fin du deuxième cycle. Il pourrait finalement se stabiliser à environ 0,81. On estime que le pourcentage de matière fissile brûlée à chaque cycle s'élève à 40 pour cent, ce qui représente approximativement 10 000 mégawatts-jour par tonne américaine (11 000 mégawatts-jour par tonne métrique). Les produits irradiés sont enlevés de la pile après combustion de 40 pour cent de la matière fissile et sont expédiés à l'usine de traitement chimique. Les produits de fission sont extraits, le protactinium-233 se transforme en uranium-233 et on ajoute assez d'uranium-235 et de thorium pour retrouver l'excès de réactivité initial. Il est nécessaire de remplacer le combustible par portions afin que la pile reste divergente à tout moment.

Tableau 4

Bilan des neutrons pour une cellule alimentée en thorium-uranium-235

	Début du 1er cycle	Fin du 1er cycle	Début du 2e cycle	Fin du 2e cycle
Neutrons rapides vierges	100,000	100,000	100,000	100,000
Perte en neutrons rapides	8,303	5,955	8,303	6,040
Capture de résonance dans le thorium-232	18,930	19,202	18,930	19,185
Pertes en neutrons thermiques	1,354	1,084	1,406	1,106
Capture dans le ralentisseur	1,457	1,646	1,513	1,644
Capture par les tubes de refroidissement extérieur	0,105	0,118	0,108	0,121
Capture par les enveloppes du ralentisseur	0,607	0,632	0,614	0,645
Capture par le réfrigérant du ralentisseur	1,183	1,230	1,196	1,257
Capture par les barres de réglage	1,535	0	1,787	0,017
Capture par les cartouches actives	66,526	70,133	66,143	69,985
	100,000	100,000	100,000	100,000

	Début du 1er cycle[a]	Fin du 1er cycle	Début du 2e cycle	Fin du 2e cycle
Capture par les cartouches actives	66,526	70,133	66,143	69,985
^{232}Th	13,540	16,037	14,268	16,587
Xe et Sm	2,380	2,439	2,382	2,440
Sodium de refroidissement	0,816	0,958	0,851	0,985
Gainage d'acier inoxydable	1,611	1,891	1,679	1,945
NaK de garnissage	0,080	0,093	0,083	0,096
^{235}U avec fission	40,650	29,328	29,692	20,991
^{235}U sans fission	7,449	5,376	5,443	3,848
^{237}U avec fission	0	10,966	10,614	19,041
^{233}U sans fission	0	1,069	1,034	1,857
^{234}U	0	0,076	0,067	0,211
^{236}U	0	0,033	0,030	0,056
^{233}Pa	0	0,296	0	0,303
Produits de fission	0	1,571	0	1,625
	66,526	70,133	66,143	69,985
Taux de conversion	0,675	0,754	0,710	0,782

[a] Un cycle représente une irradiation de 10 000 mégawatts-jour par tonne américaine (11 000 mégawatts-jour par tonne métrique).

CYCLE DE PRODUCTION D'ÉNERGIE

Choisir à priori les caractéristiques de fonctionnement d'une turbine à vapeur pour une centrale électronucléaire implique de s'arrêter à un compromis entre les deux conditions antagonistes suivantes : 1) faire produire à une pile donnée le plus grand nombre possible de calories, 2) convertir le maximum de ces calories en énergie électrique, c'est-à-dire obtenir le rendement thermique maximum.

Le nombre des calories extraites d'une cartouche active dépend du passage de la chaleur du centre à la surface. Comme le sodium jouit de caractéristiques excellentes de transfert de chaleur, le gradient de température entre la surface de la cartouche et le sodium de refroidissement est faible. C'est pourquoi le nombre des calories extraites de la pile dépend d'abord de la différence entre la température au centre de chaque cartouche et la température moyenne du sodium qui remonte par chaque canal de chargement. L'état présent des connaissances en métallurgie fixe une limite supérieure à la température au centre de la cartouche active. Par suite, pour un débit constant du sodium, on ne peut accroître la production de calories qu'en abaissant la température moyenne du sodium.

La transformation de l'énergie thermique en énergie électrique (c'est-à-dire le rendement thermique) décroît si la température moyenne du sodium décroît. Pour une source froide donnée, le rendement d'un cycle thermodynamique est déterminé par la température moyenne de la source chaude. Pour obtenir un rendement thermique élevé, il faut donc que le sodium ait une température moyenne élevée.

Comme on l'a dit dans les paragraphes précédents, une pile utilisant des cartouches actives en uranium et un ralentisseur gainé de zirconium a actuellement deux températures limites. La première concerne l'uranium qui limite la température au centre d'une cartouche. La deuxième se rapporte au zirconium qui fixe la température de sortie du sodium.

La production de chaleur varie, le long d'un rayon, depuis un maximum obtenu pour les éléments centraux jusqu'à un minimum pour les éléments périphériques, en raison de la distribution du flux neutronique. Si l'on faisait circuler dans chaque canal un même débit de sodium, il en résulterait, pour la température de sortie des courants mélangés de sodium, une faible valeur moyenne due au nombre plus élevé des éléments périphériques. Dans ces conditions, seuls les éléments intérieurs seraient portés à la température maximum admissible au centre. En conséquence, le débit de sodium dans chaque canal est réglé par un dispositif d'étranglement, qui le rend minimum dans les canaux extérieurs. Ceci permet d'atteindre la température maximum de sortie du sodium dans les limites de température fixées ci-dessus. Chaque cartouche active fonctionne à sa température limite, soit la température maximum au centre, soit la température à la surface de contact sodium-zirconium.

Le choix le meilleur semble actuellement se porter sur un système utilisant la vapeur régénérée et non réchauffée. Dans les centrales classiques à mazout, on peut faire une économie considérable de combustible en utilisant des réchauffeurs au nombre de cinq ou plus, qui portent la température de l'eau d'alimentation à 400 °F (204 °C) environ. Dans une centrale nucléaire, cependant, la température de l'eau d'alimentation ne peut être élevée sans avoir un effet nuisible. Ou bien elle abaisse la pression de vapeur maximum possible, ce qui

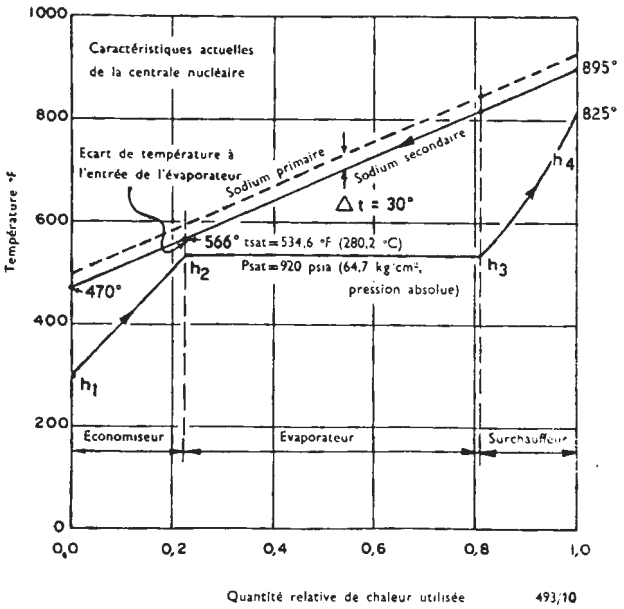


Figure 10. — Graphique des différences de température (pinchpoint).

[Caractéristiques de la vapeur: pression relative de 800 livres par pouce carré à 825 °F (56 kg/cm² à 441 °C)]

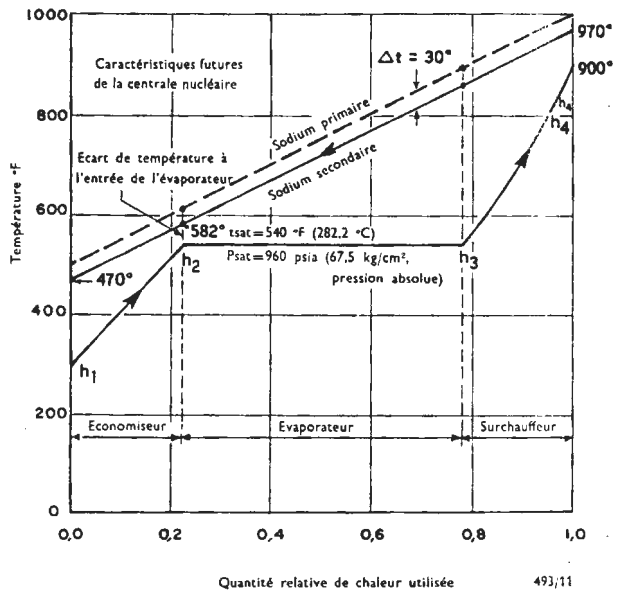


Figure 11. — Graphique des différences de température (pinchpoint).

[Caractéristiques de la vapeur: pression relative de 850 livres par pouce carré à 900° F (59,8 kg/cm² à 482 °C)]

entraîne une perte de rendement, ou bien elle diminue la puissance de la pile. Cette diminution de puissance de la pile n'entraîne pas de réduction sensible sur les investissements de capitaux ou sur le coût du fonctionnement, alors qu'il n'est possible d'obtenir une température plus élevée de l'eau d'alimentation qu'en installant cinq réchauffeurs, ou plus, qui coûtent chacun quelque 50 000 dollars. Des études antérieures ont montré que la meilleure température de l'eau d'alimentation pour les centrales nucléaires doit être comprise entre 250 °F (121 °C) et 300 °F (149 °C). Les courbes d'écart de température qui indiquent notamment l'écart de température à l'entrée de l'évaporateur montrent graphiquement (fig. 10, 11 et 12) comment des caractéristiques plus poussées de la vapeur élèvent les basses températures du réfrigérant et entraînent une diminution de la puissance de la pile pour une valeur constante des températures élevées.

Dans notre projet, la température moyenne du sodium primaire quittant la pile a été limitée à 925 °F (496 °C) et la vapeur régénérée non réchauffée a les caractéristiques suivantes : admission, 800 livres par pouce carré de pression relative à 825 °F (56 kg/cm² à 441 °C); température de l'eau d'alimentation : 300 °F (149 °C). Le choix de 800 livres par pouce carré à 825 °F représente le meilleur compromis entre un faible débit de chaleur fourni par la vapeur, un transfert suffisant de chaleur entre le sodium et l'eau dans les échangeurs de chaleur et une humidité admissible à la sortie de la turbine.

On a choisi un système de chauffage de l'eau d'alimentation à trois étages afin d'obtenir une température finale de l'eau d'alimentation de 300 °F (149 °C). Des calculs préliminaires portant sur le bilan des calories ont indiqué un rendement calorifique dans le circuit de la turbine de 10 050 Btu/kWh (2 532,6 kcal/kWh), pour une puissance électrique brute de 80 800 kW. On a indiqué sur la figure 13 le bilan des calories pour ce circuit.

Dans le projet actuel, la température maximum du sodium primaire et du zirconium a été limitée à 950 °F (510 °C), ce qui entraîne une température

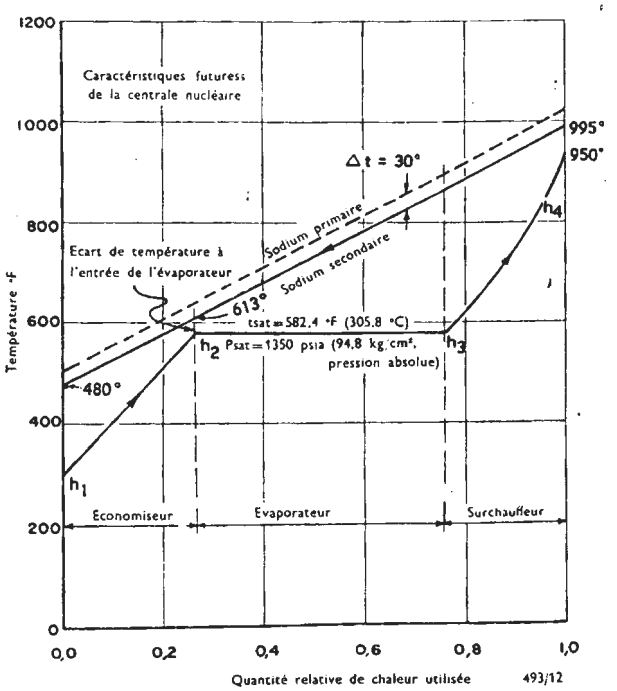


Figure 12. — Graphique des différences de température (pinchpoint).

[Caractéristiques de la vapeur : pression relative de 1 250 livres par pouce carré à 950 °F (87,8 kg/cm² à 510 °C)]

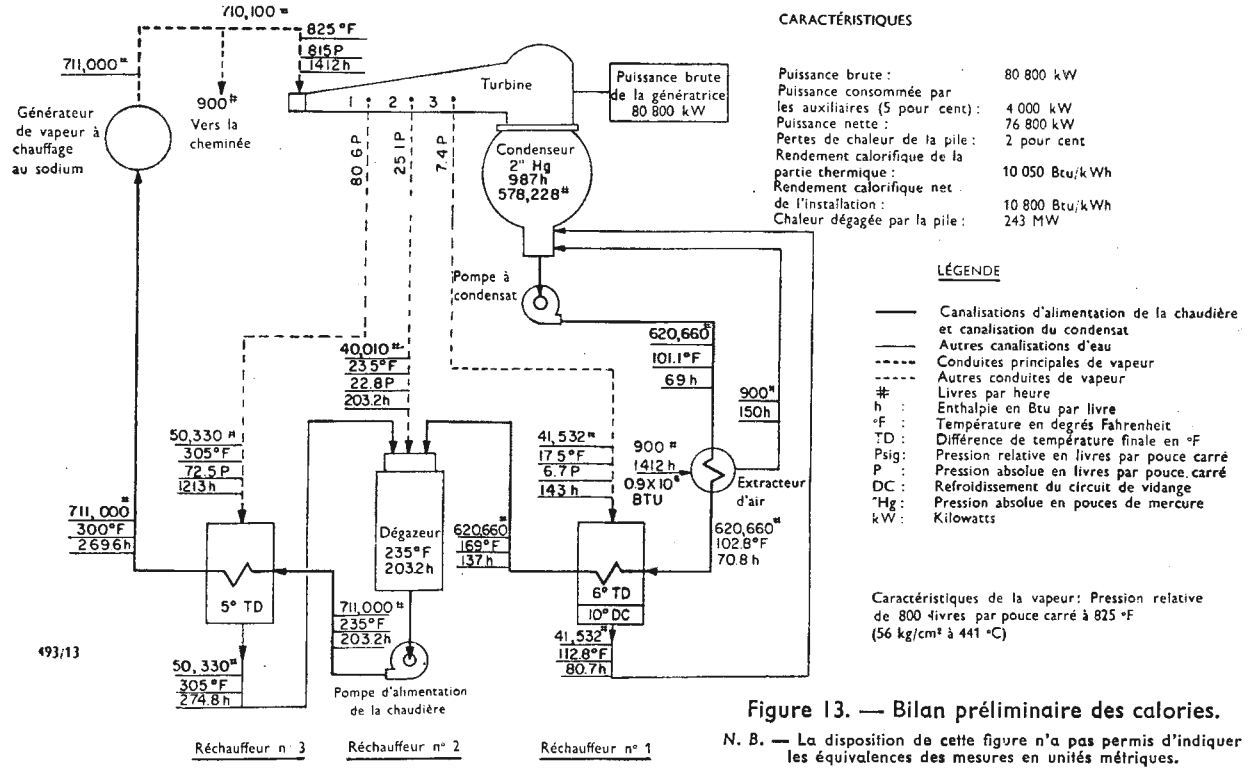


Figure 13. — Bilan préliminaire des calories.

N. B. — La disposition de cette figure n'a pas permis d'indiquer les équivalences des mesures en unités métriques.

moyenne de sortie du sodium mélangé de 925 °F (496 °C) environ. Une chute de température de 30 °F (17 °C) dans l'échangeur de chaleur sodium primaire - sodium secondaire, amène le sodium secondaire à 895 °F (479 °C), ce qui permet d'obtenir une température de vapeur de 825 °F (441 °C), en admettant une différence de 70 °F (39 °C) dans l'extrémité du surchauffeur. Ces indications sont données par le graphique de la figure 10 qui correspond à ce cas.

Il est raisonnable de penser que l'expérience acquise avec SRE et les progrès futurs en métallurgie permettront d'augmenter la température limite actuelle. Pour estimer ce que nous feraient gagner les améliorations espérées des caractéristiques de fonctionnement de la pile, nous avons examiné deux cas où la vapeur se trouvait dans des conditions plus poussées. La première correspond aux conditions types d'utilisation de la vapeur à une pression relative de 850 livres par pouce carré (59,6 kg/cm²) et une température de 900 °F (482 °C), qui représentent l'écart minimum avec les conditions initiales du projet, pression relative de 800 livres par pouce carré (56 kg/cm²) et température de 825 °F (441 °C). Par conséquent, il est probable que le capital supplémentaire à investir soit petit; cependant, le rendement calorifique net de l'installation passe de 10 800 Btu/kWh (2 721,6 kcal/kWh) à 10 500 Btu/kWh (2 646,0 kcal/kWh), soit une réduction de 2,8 pour cent.

Pour obtenir une pression relative de 850 livres par pouce carré et une température de 900 °F (59,6 kg/cm² et 482 °C), il faut envisager une extension modeste du projet initial. Il est peut-être possible, en même temps, d'augmenter la surface du surchauffeur et de diminuer la température d'échange de 70 °F (39 °C) à 45 °F (25 °C). Si cette modification était justifiée du point de vue économique, l'obtention des conditions de 850 livres par pouce carré et 900 °F (59,6 kg/cm² et 482 °C) demanderait alors une température de sortie du sodium primaire de 975 °F (524 °C), soit une augmentation de 50 °F (28 °C) seulement par rapport aux caractéristiques initiales. Cette réduction des conditions d'échange dans le surchauffeur ne modifie pas beaucoup l'écart de température à l'entrée de l'évaporateur (pinchpoint).

De même, l'obtention de caractéristiques types pour la vapeur : pression relative de 1 250 livres par pouce carré (87,5 kg/cm²) et température de 950 °F (510 °C), requiert une température moyenne de sortie de 1 025 °F (551 °C) pour le sodium, en augmentation de 100 °F (56 °C) sur la température de sortie dans le projet actuel (voir fig. 12). Le taux de production passe à 10 160 Btu/kWh (2 560,3 kcal/kWh), soit une diminution de 3,1 pour cent sur la première étape (850 livres par pouce carré et 900 °F) (59,6 kg/cm² et 482 °C) et une diminution de 5,9 pour cent par rapport au taux initial de 10 800 Btu/kWh (2 721,6 kcal/kWh). Ces conditions sont résumées au tableau 5.

PRIX DE REVIENT

Le prix de revient de l'énergie provient des postes suivants : 1) dépenses d'investissement pour la pile, équipement de production de vapeur et d'électricité, terrain, bâtiments et dépenses correspondant à la réserve de combustible; 2) dépenses de fonctionnement pour la fabrication du combus-

Tableau 5

Résumé des conditions pour différents cycles de turbine

Données de base

Production globale de l'installation	80 800 kW (approx.)
Consommation de puissance des auxiliaires de l'installation	4 000 kW (évaluation)
Production nette de l'installation	76 800 kW (approx.)
Pression au condenseur	2 pouces (5 cm) Hg abs.
Nombre des réchauffeurs pour l'eau d'alimentation	3
Température d'alimentation à la chaudière	300 °F (149 °C)

Hypothèses sur le bilan des calories

On a fait les hypothèses simplificatrices suivantes :

Consommation de puissance auxiliaire . . . . . 5 pour cent

Supposée constante dans tous les cas, aucune attribution n'a été faite pour les besoins supplémentaires en énergie des réchauffeurs auxiliaires à combustion.

Pertes de chaleur dans la pile et les circuits de refroidissement . . . . 2 pour cent

Rendement des réchauffeurs auxiliaires . . . . . 75 pour cent

Aucune prévision n'a été faite pour utiliser les gaz chauds des cheminées, sauf pour le réchauffage de l'air.

La puissance absorbée par la pompe d'alimentation de la chaudière a été négligée.

Caractéristiques de fonctionnement

		Centrale nucléaire			Centrale nucléaire avec réchauffeurs auxiliaires à combustion	
Condition de la vapeur (pression relative) : livres par pouce carré/°F		800/825	850/900	1 250/950	1 450/1 000	1 450/1 000/1 000
kg/cm²/°C		56/441	59,6/482	87,5/510	102/538	102/538/538
Rendement calorifique	Btu/kWh	10 050	9 785	9 465	9 145	8 860
	kcal/kWh	2 532,6	2 465,8	2 385,2	2 304,5	2 121,7
Rendement calorifique net de l'installation :	Btu/kWh	10 800	10 500	10 160	10 130	10 100
	kcal/kWh	2 721,6	2 646,0	2 560,3	2 552,7	2 545,2
Rendement thermique net de l'installation	pour cent	31,6	32,5	33,6	33,7	33,8
Augmentation du rendement calorifique net (en prenant comme base le fonctionnement à 800/825)	pour cent	—	+ 2,8	+ 5,9	+ 6,2	+ 6,5
Calories fournies par la pile	pour cent	100,0	100,0	100,0	90,0	80,0
Calories fournies par la pile : puissance calorifique	MW	243,0	236,3	228,6	205,2	181,8

tible, décontaminations chimiques et réenrichissement, et dépenses relatives au personnel et à l'entretien de l'installation.

Les dépenses en capital pour la construction aux États-Unis de la centrale de 75 000 kW décrite ici ont été estimées à 165 dollars par kilowatt électrique installé pour la pile, 15 dollars pour le générateur sodium-vapeur et 120 dollars pour l'installation électrique. Ce qui fait, dans notre cas particulier, 300 dollars par kilowatt installé. A titre de comparaison, la moyenne pour des centrales classiques de puissance analogue utilisant des hydrocarbures est d'environ 200 dollars par kilowatt. Si l'on compte sur des dépenses annuelles représentant 15 pour cent du capital investi, et si l'on suppose que le facteur de charge est de 80 pour cent, la part du capital est de 0,006 5 dollar par kilowattheure.

On a estimé que le coût total du combustible variait de 0,002 à 0,003 2 dollar par kilowattheure (valeurs qui correspondent à des prix de 15 dollars et 30 dollars par gramme d'uranium-235 dans une substance fortement enrichie) et que les frais fixes de fonctionnement et d'entretien représentaient 0,002 dollar par kilowattheure. Ainsi, les dépenses totales de fonctionnement et d'entretien d'une centrale nucléaire sont de 4 à 5,2 millièmes de dollar par kilowattheure.

Le prix de revient total de l'énergie, pour cette centrale, est donc estimé à une valeur variant entre 0,010 5 et 0,011 7 dollar par kilowattheure. La moyenne correspondante pour une centrale classique semblable serait de 0,006 à 0,008 dollar par kilowattheure.

RÉSULTATS FUTURS ESCOMPTÉS

Le prix de revient de l'énergie donné dans les paragraphes précédents est fondé : 1) sur des limites prudentes, 2) sur des prix de revient extrapolés d'après les observations faites avec SRE. Ces indications de prix sont donc valables pour une « première tranche » de centrales nucléaires au sodium et au graphite, dans l'état actuel des connaissances techniques. On doit s'attendre à des réductions du prix de l'énergie produite par des installations de ce type, à la suite d'améliorations apportées dans trois domaines : 1) simplifications portant sur le projet et la fabrication, 2) meilleure utilisation du combustible nucléaire, 3) augmentation du rendement de transformation de l'énergie thermique. Les coûts indiqués dans le paragraphe précédent correspondent à des fabrications et à des instruments de laboratoire, et à des spécifications exceptionnellement strictes. Ces prix seront sans aucun doute réduits en fonction de l'expérience acquise. Quoique l'importance de ces réductions soit difficile à prévoir, il n'est pas déraisonnable de penser que le coût d'une centrale nucléaire puisse être le même que celui d'une centrale classique.

Il est plus facile d'évaluer de façon quantitative les améliorations de caractère nucléaire. On a indiqué 0,81 comme taux de conversion en régime stable de la pile au thorium et à l'uranium appartenant à une centrale de 75 000 kW. Il s'agit du taux de conversion interne, c'est-à-dire des conversions s'effectuant dans le milieu actif. L'examen du tableau 4 montre que la plus grande perte de neutrons, dans ce projet, est la perte de neutrons qui sortent du cœur. Environ 10 pour cent des neutrons sont ainsi perdus. L'utilisation d'une couche de récupération en thorium peut réduire sensiblement la perte stérile des neutrons qui s'échappent du cœur. Une couche de récupération avec un rendement de 65 pour cent fournirait ainsi un taux de conversion externe d'environ 0,14. L'épargne de neutrons que donne un réflecteur se trouvant réduite par l'utilisation d'une couche de récupération, le diamètre du cœur devrait être augmenté d'environ 2 pieds (0,61 m) pour maintenir l'état critique. Le rapport de conversion deviendrait alors égal à 0,95, pourvu que les caractéristiques nucléaires réelles soient aussi bonnes que celles que l'on a calculées. On a d'excellentes raisons d'espérer qu'un taux de conversion voisin de 1 sera atteint dans un projet nouveau, avec une pile légèrement plus grande utilisant une couche de récupération efficace. Ainsi, avec un tel projet, après chargement du combustible initial, la *seule substance d'alimentation* de la centrale serait le thorium.

Comme on l'a déjà mentionné, les dimensions de la pile, le nombre de cartouches, etc., ont été déterminés d'après des considérations nucléaires et économiques. La pile pourrait développer une puissance beaucoup plus grande que celle qui est demandée pour produire 75 MW d'électricité. Si l'on augmentait à 2 000 °F (1 093 °C) la température du thorium au centre d'une cartouche, ce qui semble être seulement un peu moins timoré que 1 600 °F (871 °C), et à 25 pieds par seconde (7,62 m/s) la vitesse du sodium dans le canal central, la puissance calorifique de la pile atteindrait environ 400 MW, c'est-à-dire que sa puissance électrique serait approximativement de 125 MW, avec une température maximum du sodium de 950 °F (510 °C). Cette amélioration des caractéristiques n'exige pas la solution du problème métallurgique que pose, pour l'uranium, le passage de la phase α à la phase β. L'absence de tout changement notable de phase, dans le cas du thorium, et les propriétés métallurgiques généralement supérieures de ce corps, laissent espérer que les caractéristiques de fonctionnement indiquées ci-dessus seront rapidement atteintes.

On espère que le programme de mise au point actuel permettra d'élever la température limite de 950 °F (510 °C) pour le sodium. Des améliorations dans cette direction permettront un accroissement de la puissance thermique et des caractéristiques meilleures pour la vapeur. En fait, la cartouche en thorium a des possibilités exceptionnelles pour tirer parti des températures de sodium plus élevées, puisqu'elle peut supporter en son centre de très hautes températures. Même si maintenant on voulait sacrifier les caractéristiques nucléaires au rendement thermique, on pourrait utiliser l'acier inoxydable à la place du zirconium et obtenir une température de sortie du sodium de 1 200 °F (649 °C), avec une pile à thorium.

Dans l'éventualité où il serait possible de disposer de plus hautes températures pour le sodium, il serait souhaitable d'utiliser de la vapeur régénérée et réchauffée ou de la vapeur sèche sous pression. Ce dernier cas est spécialement adapté à une centrale nucléaire à température de vapeur élevée. Ces possibilités sont résumées dans le tableau 6.

Les remarquables résultats indiqués prouvent nettement une chose : la pile à ralentisseur en graphite et à réfrigérant de sodium sera tout particulièrement apte à tirer parti des températures et des puissances plus élevées que permettront sans doute bientôt les progrès de la métallurgie en ce qui concerne les cartouches de combustible et les structures. L'historique des températures de vapeur atteintes dans les centrales classiques, même sur une période aussi courte que celle des dix dernières années, montre de façon frappante la liaison entre les progrès de la métallurgie et l'emploi de températures de plus en plus élevées. Il semble donc raisonnable de s'attendre à de semblables progrès dans la technologie des piles atomiques.

Tableau 6

Améliorations envisagées dans une centrale électronucléaire au sodium et au graphite

	Présent ⟶		Futur
Combustible	Uranium	Thorium	Thorium
Température limite du combustible, °F	1 200	1 600	2 000
°C	(649)	(927)	(1 093)
Température limite pour le sodium,			
°F	950	950	1 200
°C	(510)	(510)	(649)
Caractéristiques de la vapeur :			
Livres par pouce carré, pression relative °F	800/825	800/825	145/1 000
kg/cm² °C	56-441	56-441	100-537,4
Puissance électrique MW	75	100	125
Taux de conversion	0,72	> 0,9	1,0
Coût en dollars/kW installé			
Pile	135	100	80
Refroidissement	45	45	20
Équipement de production d'électricité	120	120	100
Total dollars/kW	300	265	< 200
Prix de revient de l'énergie (millièmes de dollar/kW) (80 pour cent de facteur de charge)			
Capital (15 pour cent de charges fixes)	6,5	5,5	4,0
Combustible	2,0-3,2	1,5-2,5	1,0-2,0
Fonctionnement et entretien	2,0	1,5	1,0
Total millièmes de dollar/kW	10,5-11,7	8,5-9,5	6,0 -7,0

Projet d'un prototype à échelle réduite de pile homogène génératrice d'énergie, alimentée par de l'oxyde d'uranium en suspension

par H. de Bruyn*, M. E. A. Hermans**, Th. v. d. Plas**, B. L. A. v. d. Schee** et J. J. Went**

I. INTRODUCTION

On connaît bien les propriétés importantes, intéressantes sur le plan économique, des piles thermiques, homogènes, à combustible liquide. Les plus importantes caractéristiques en sont peut-être :

— Construction simple de la cuve de la pile débarrassée des cartouches en combustible métallique;

— Et, corrélativement, grande production d'énergie par unité de volume;

— Sécurité, inhérente au type même, en fonction de la température, due à la grande valeur négative du coefficient de température en fonction de la réactivité, et qui est lié au phénomène de fission sans retard appréciable en temps;

— Possibilité d'une purification du liquide actif en continu. Nous n'utiliserons dans notre pile homogène à combustible en suspension que des combustibles légèrement enrichis. Néanmoins, le facteur de conversion sera élevé. Si nous utilisons de l'oxyde de thorium, ThO_2, enrichi en uranium-233 en suspension dans l'eau lourde, avec une couche de récupération convenable, il est même possible d'obtenir une pile thermique autorégénératrice. Cependant, jusqu'à présent, nous ne disposons que d'uranium en tant que combustible enrichi et, par conséquent, les premières expérimentations seront réalisées avec de l'oxyde d'uranium en suspension.

Il est possible de réduire considérablement *** les dimensions d'une pile homogène en utilisant un combustible enrichi, sans pour autant changer notablement les caractéristiques et le comportement de cette pile. On peut, par conséquent, éviter la construction onéreuse d'une pile, grandeur nature, à haut flux et, en conséquence, de grande puissance, pour effectuer des recherches sur le comportement et les propriétés d'une telle pile à combustible en suspension. Nous commencerons donc par une pile intermédiaire à échelle réduite, à oxyde d'uranium enrichi en suspension, utilisant de l'eau ordinaire et un réflecteur en glucine pour un flux de neutrons relativement élevé (10^{13}), et fonctionnant à une température de l'ordre de 250 °C.

Que ce soit avec une pile de petites dimensions, donc relativement peu coûteuse, ou avec une pile de grande puissance, il est possible d'effectuer des recherches, dans des conditions également bonnes, sur les propriétés suivantes :

1. Stabilité de la pile, surtout si la concentration de la suspension liquide varie, d'un point à un autre, ou en fonction du temps;

2. Stabilité chimique de la suspension colloïdale dans les conditions normales rencontrées dans une pile génératrice d'énergie;

3. Usure et corrosion de la tuyauterie de la pile à cause de l'irradiation;

4. Rupture mécanique des particules en suspension par frottement ou par irradiation par les produits de fission;

5. Décomposition de l'eau à l'intérieur de la pile;

6. Méthodes de purification, soit en continu, soit par prélèvements, méthodes possibles avec une suspension colloïdale et dont l'importance est surtout grande pour l'extraction du xénon-135, du samarium-149 et des produits radioactifs de fission à vie longue.

Bien que toutes ces propriétés puissent faire l'objet de recherches dans une pile de petites dimensions, à certains égards, les conditions se révèlent plus difficiles que dans une grande. Pour des raisons de sécurité, il faut que les neutrons retardés, pour la plus grande part, soient émis à l'intérieur de la pile, ce qui limite, dans les petites piles, la vitesse

---

Original : anglais.

* Staatsmijnen du Limbourg et Groupe d'études de la pile FOM-KEMA, Laboratoire de recherches de la N. V. KEMA, Arnhem, Pays-Bas.

** Groupe d'études de la pile FOM-KEMA, Laboratoire de recherches de la N. V. KEMA, Arnhem, Pays-Bas.

*** Du moins, si des difficultés importantes ne se présentent pas pour obtenir une concentration suffisante du combustible comme ce serait le cas pour une solution d'uranium dans le bismuth liquide.

linéaire du colloïde à une valeur telle que la vitesse de migration des particules en suspension est du même ordre de grandeur que celle de l'eau. Par conséquent, il faut que la concentration soit ajustée encore plus soigneusement et que le débit se fasse vers le haut afin de permettre une évacuation aisée, hors de la cuve, des gaz résultant de la décomposition de l'eau.

En second lieu, la tuyauterie du circuit extérieur est relativement longue dans une petite pile, ce qui entraîne, soit une longueur exagérée du circuit extérieur, soit une résistance élevée à l'écoulement. Pour vaincre cette résistance, il faudra utiliser une pompe rotative au lieu d'utiliser une pompe à dépression*.

Enfin, dans une grande pile, il est facile d'employer du combustible à une concentration telle que la réactivité décroisse, que la concentration croisse ou décroisse. Ceci, cependant, n'est pas possible avec une pile de petites dimensions, alimentée par un combustible à taux d'enrichissement élevé.

Avant de donner, au troisième chapitre, la description et le schéma d'une petite pile à combustible colloïdal, nous ferons au chapitre 2 quelques remarques sur les colloïdes utilisés, les modes opératoires de purification possibles, la décomposition de l'eau et les circuits spéciaux de circulation intérieurs à la cuve.

II. PROBLÈMES DE CHIMIE

A. Le colloïde

Bien que l'on connaisse de nombreux oxydes d'uranium, par exemple UO_2, U_3O_8, UO_3 et UO_4, nous envisageons d'utiliser UO_2 et U_3O_8 pour les raisons suivantes :

1. Il est relativement simple de maintenir de l'UO_2 en atmosphère réductrice, car cet oxyde ne supporte pas d'autre réduction.

2. Les oxydes UO_3 et UO_4 peuvent être facilement réduits et, par conséquent, ne sont pas très stables aux hautes températures.

3. UO_3 forme avec l'eau, aux températures élevées, divers hydrates. Donc le nombre, les dimensions et la forme des particules initiales seraient modifiés par chauffage du colloïde. UO_2, xH_2O est déjà déshydraté en milieu aqueux, au-dessus de 285 °C [1] **.

4. UO_2 et U_3O_8 ont, du point de vue de la stabilité chimique des colloïdes, des comportements semblables, de telle sorte que de petits écarts dans la composition en oxygène de UO_2 (entre UO_2 et $UO_{2,67}$) semblent ne pas avoir d'effet nuisible à cet égard. Ces colloïdes sont stables à des pH compris entre 6,3 et une valeur supérieure à 10 [2].

5. Le paramètre cristallin de l'oxyde d'uranium est constant pour des compositions allant de $UO_{2,0}$ à $UO_{2,2}$ mais augmente de $UO_{2,2}$ à $UO_{2,67}$ ($\equiv U_3O_8$) [3]. De petites variations de la composition en oxygène de l'UO_2 n'ont donc pas d'effet nuisible du point de vue de la stabilité mécanique.

6. UO_2 est stable en milieu aqueux à 250 °C sous une certaine pression de l'hydrogène [4].

7. Avec l'UO_2 on peut obtenir la plus petite concentration en volume pour une concentration donnée en poids (la densité est 10,75 alors que celle de U_3O_8 est 8,2).

La dimension des particules d'oxyde d'uranium serait comprise entre les limites d'environ 5 et 12 μ. Pour des particules ayant des dimensions inférieures au parcours moyen d'arrêt des produits de fission à l'intérieur de cet oxyde (environ 10 μ) [5], il y a de grandes chances pour que les deux éléments engendrés dans la fission d'un noyau d'uranium quittent la particule initiale contenant le noyau qui subit la fission. Si la concentration en volume de l'oxyde est faible, comme ce serait le cas soit pour une petite pile avec combustible enrichi à 20 pour cent et ralentisseur en eau ordinaire, soit pour une grande pile avec combustible à faible taux d'enrichissement et ralentisseur à eau lourde (toujours, quelques volumes pour cent), on peut penser que les produits de fission, pour la plus grande part, seront arrêtés dans l'eau et ne pénétreront pas de nouveau dans les particules. Cela veut dire qu'une partie de l'énergie de fission sera transmise immédiatement à l'eau, entraînant une stabilisation automatique de la pile en raison de la grande valeur négative de l'effet de température dû à la dilatation de l'eau. De plus, il en résultera une séparation automatique du combustible et des produits de fission qui jouent le rôle de poison. Si les particules ne sont pas trop petites, par exemple ont une dimension supérieure à 1 μ, les trajets de recul des noyaux d'uranium-238 transformés en plutonium-239 seront trop petits pour quitter la particule. Des expériences d'irradiation par neutrons sur un colloïde d'UO_2 ont apporté la confirmation de ces hypothèses. A partir de solutions aqueuses parfaitement homogénéisées à 4 pour cent d'UO_2, irradiées par neutrons thermiques, 90 pour cent, au moins, des divers produits de fission (les expériences ayant porté sur le baryum, le molybdène, le césium et l'iode) ont été transmis à la phase aqueuse. Il est évident que les noyaux de fission ainsi séparés seront en partie réadsorbés sur la surface des particules. Dans une suspension dans l'eau pure, à la température ambiante, le rapport entre la quantité d'iode adsorbée par la surface des particules et la quantité d'iode restant dans l'eau a été évaluée à 1,3/1,0. Par conséquent, même en ne purifiant que la phase aqueuse, on peut déjà extraire une partie de l'iode.

* Nous persistons à penser qu'aux pompes en enceinte étanche, il faudra préférer les pompes multiples à dépression qui associent les fonctions d'une pompe à celles de l'échangeur de chaleur. C'est pourquoi des recherches nombreuses sont en cours sur la stabilité et le rendement de tels appareils.

** Les numéros entre crochets renvoient à la bibliographie qui figure à la fin du mémoire.

En fait, aussi bien, les produits de fission adsorbés peuvent être extraits par l'addition d'électrolytes convenables, ce qui, cependant, entraîne une plus grande complication dans les procédés de purification.

Pour cette raison, il semble souhaitable de rendre aussi petite que possible la surface des particules, ce qui veut dire qu'il ne faut pas que ces particules soient trop petites (5 à 12 μ) et qu'aussi la surface intérieure des particules est aussi petite que possible.

Nous avons déterminé la surface de diverses particules ayant subi un traitement thermique d'après les méthodes bien connues de Brunauer, Emmet et Teller (BET method), ce qui a donné les résultats suivants [6] :

Tableau I

Surface active interne de particules d'UO_2 après diverses réductions et divers traitements thermiques, déterminée par adsorption d'azote suivant la méthode BET

Température de réduction de l'U_3O_8 en UO_2	Traitement thermique, après réduction	Surface mesurée, par gramme (en m^2)	Surface externe calculée, par gramme (en m^2)
550 °C dans NH_3	Aucun	5	—
900 °C dans H_2	Aucun	1,1	—
900 °C dans H_2	2 h à 1 400 °C dans H_2	0,3	0,1

Quand on envisage la construction de piles génératrices d'énergie, il faut donner grande attention à l'élimination du xénon-135 et du samarium-194, en particulier si l'on désire obtenir un grand facteur de conversion, comme ce serait le cas pour la pile autorégénératrice thermique au thorium. Le xénon-135, le poison le plus important dans une pile génératrice d'énergie, peut être extrait sous forme de gaz avec les produits de décomposition de l'eau et adsorbé sur du charbon de bois ou de la silice [7]. En outre, il est possible d'extraire de la phase aqueuse, par avance, la substance-mère, l'iode-135. Des calculs ont montré que, pour un petit débit (inférieur à 6 pour cent), c'est l'extraction de l'iode-135 qui donne le meilleur rendement, alors que, pour un grand débit de gaz (supérieur à 6 pour cent), c'est celle du xénon-135 qui est plus efficace. En combinant les deux méthodes, le rendement est évidemment meilleur. Dans le chapitre consacré à la pile prototype à échelle réduite (chapitre 3), nous avons prévu la possibilité de l'emploi des deux méthodes.

B. Décomposition de l'eau

Si l'on n'opère pas dans la pile même, il est difficile de prédire la quantité d'eau ou d'eau lourde décomposée. L'expérimentation sur la pile de petites dimensions nous fournira la réponse. On peut, cependant, faire un petit nombre d'hypothèses. La décomposition est causée, principalement, par les fragments de fission fortement ionisants pendant le phénomène de l'arrêt dans l'eau. Comme, en moyenne, les produits de fission effectuent la moitié de leur parcours moyen d'arrêt dans l'oxyde d'uranium, l'autre moitié dans l'eau, il est fort probable que la décomposition sera environ la moitié de ce qu'elle est dans une pile à combustible homogène. Il existe deux raisons supplémentaires en faveur d'une moindre décomposition de l'eau. En premier lieu, il n'y a pratiquement aucun électrolyte dans l'eau, et de nombreux électrolytes, particulièrement ceux dont les ions subissent facilement l'oxydation de la réduction, provoquent la formation de H_2 et de O_2. En second lieu, on maintiendra un excès d'hydrogène ou de deutérium gazeux dans la cuve de la pile, ce qui aura également pour effet de diminuer la formation de H_2 et O_2 [8].

C. Cuve de la pile

Dans la cuve de la pile, il faudra maintenir un colloïde à concentration constante et suffisamment homogène. Des expériences effectuées à échelle réduite (fig. 1 a, 1 b, 1 c) ont conduit à la fabrication

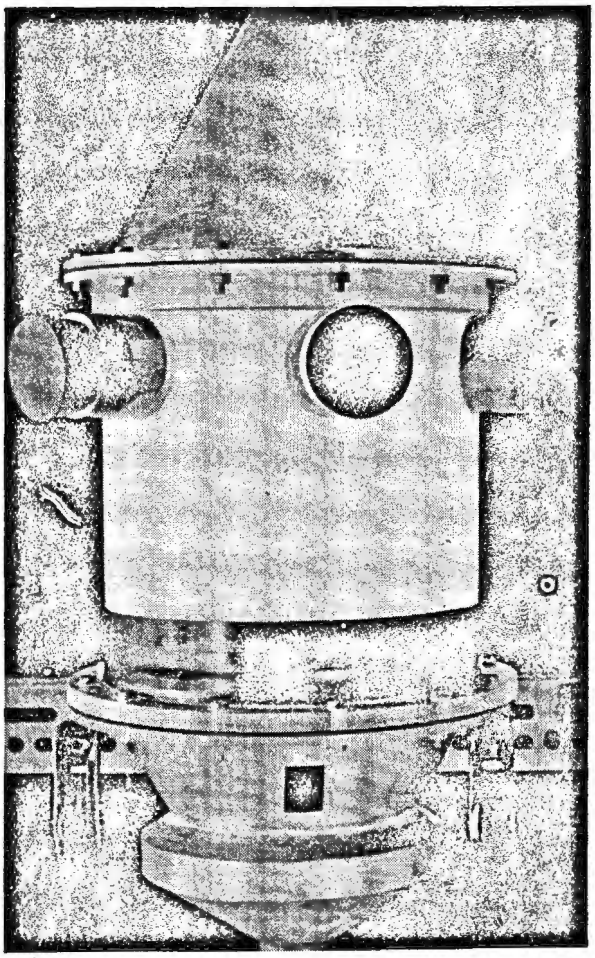


Figure 1 *a*. — Maquette de la cuve de la pile à dimensions réduites. Les canaux latéraux ne sont destinés qu'aux expériences.

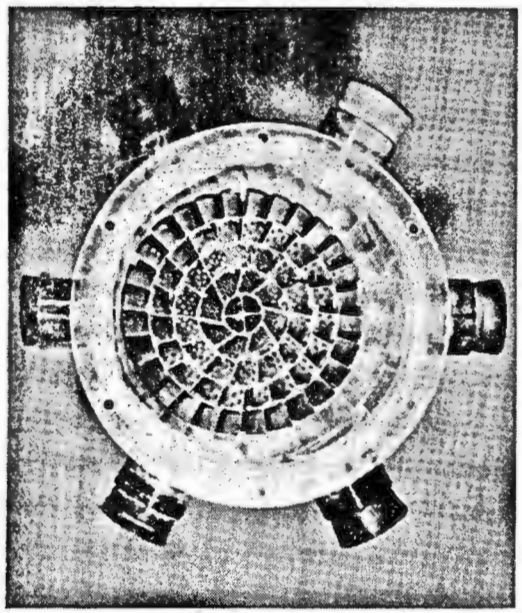


Figure 1 *b*. — Vue intérieure de la cuve
A la partie inférieure, le dispositif de correction.

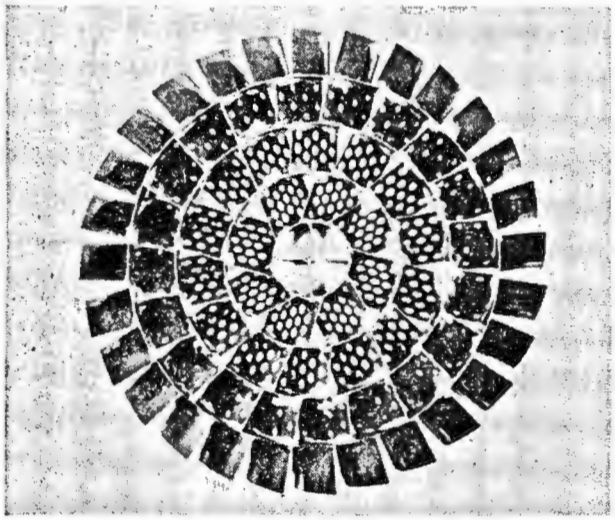


Figure 1 *c*. — Dispositifs de correction et de réglage.

d'une cuve du type indiqué sur la figure 2. Le colloïde est complètement homogénéisé dans une chambre de mélange à turbulence au-dessus de laquelle un ensemble de fines canalisations communique au colloïde un mouvement de rotation lente, tandis qu'au sommet de la cuve il est dirigé vers la tuyauterie par des orifices collecteurs étroits. Des mesures utilisant l'absorption de la lumière ont montré qu'à l'intérieur d'une telle cuve la séparation des particules en suspension est sensiblement homogène; à l'état stationnaire, la concentration est constante. Il est très difficile, à vrai dire, de formuler de façon quantitative nos exigences en cette matière. Une expérience à puissance nulle, actuellement en cours, pourra peut-être nous donner la

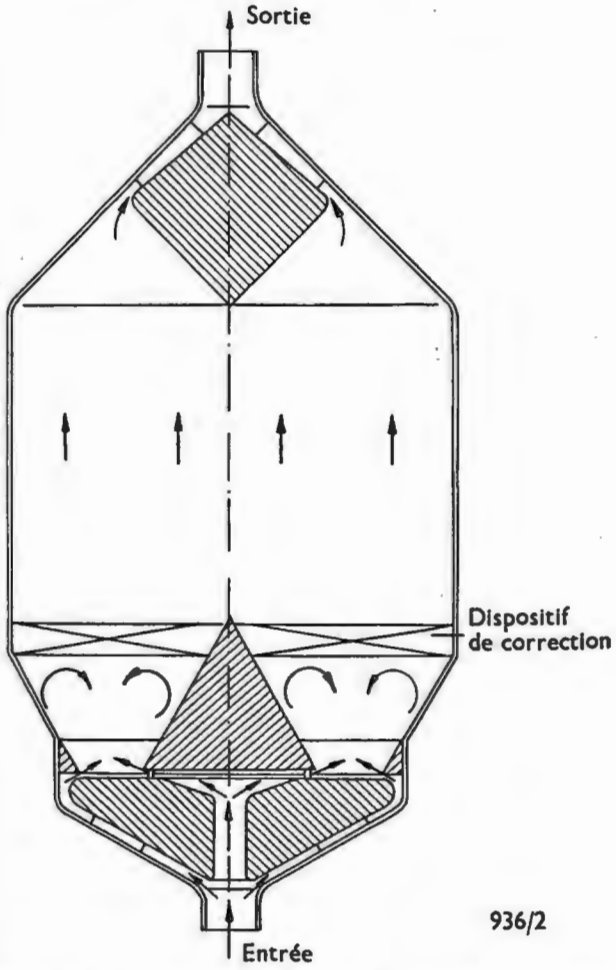


Figure 2. — Plan de la cuve de la pile de dimensions réduites. A l'intérieur du récipient cylindrique, le colloïde est en rotation lente.

réponse. Au cas où se produiraient des fluctuations de la réactivité, soudaines et de grande amplitude, ayant pour effet de produire des ondes de pression dangereuses, des dispositions ont été prises, au sommet de la cuve, pour permettre l'expansion du liquide.

III. SCHÉMA D'UNE PILE HOMOGÈNE DE 250 kW, A COMBUSTIBLE COLLOÏDAL, AVEC PURIFICATION EN CONTINU

La figure 3 représente le schéma d'une pile à échelle réduite, à haut flux et haute température. Cette pile sera construite après achèvement des expériences à énergie nulle qui commenceront cette année.

Nous ne donnerons pas une description détaillée de ce schéma, mais quelques remarques semblent utiles. Le circuit primaire comprend la cuve de la pile, un extracteur de gaz B, une pompe rotative C sous enceinte étanche pour la circulation du combustible colloïdal, et un échangeur de chaleur D.

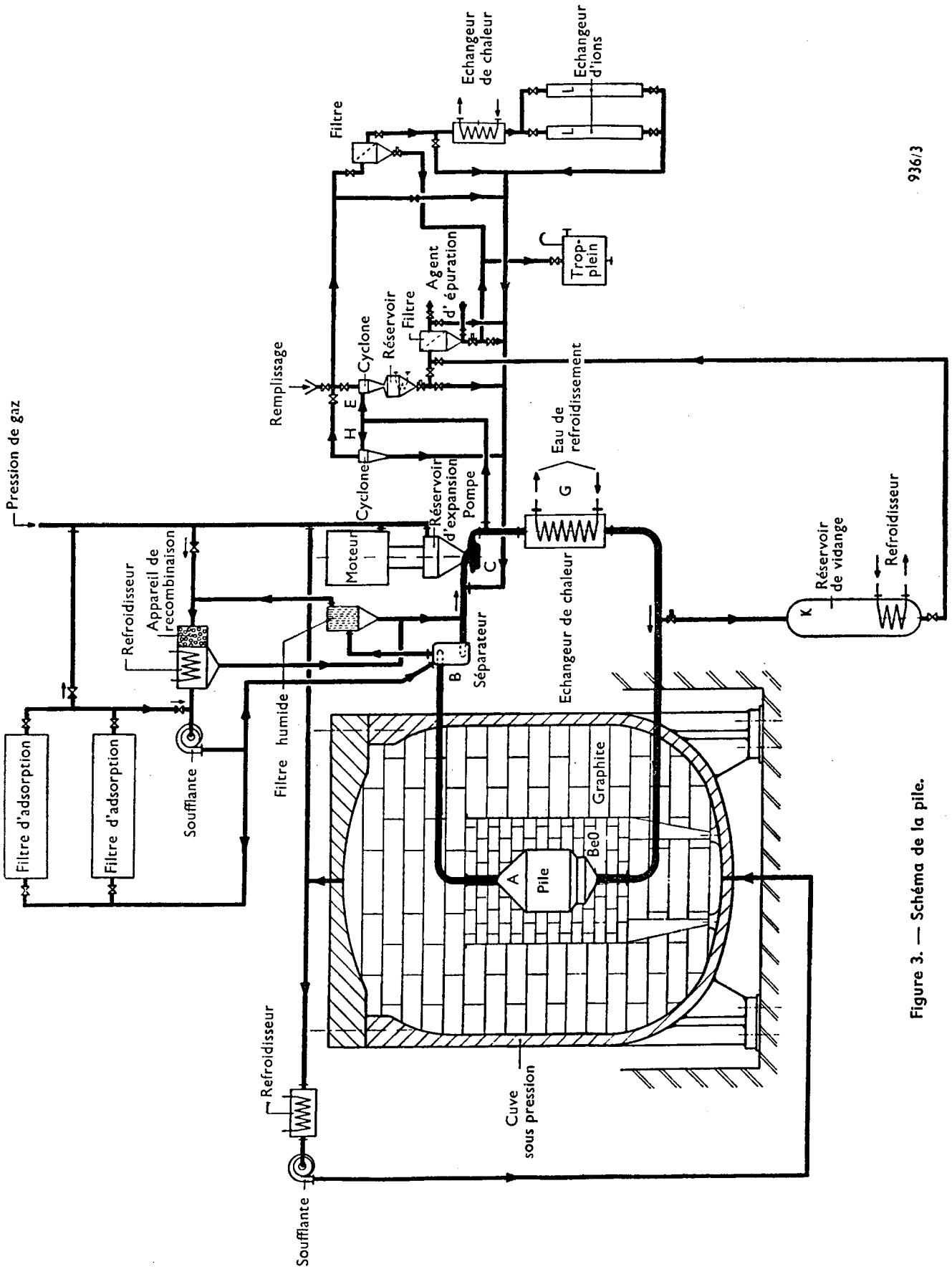


Figure 3. — Schéma de la pile.

Grâce à cet extracteur de gaz spécialement étudié, les produits de décomposition de l'eau (H_2 et O_2) sont extraits de la cuve et mélangés à du gaz en quantité telle qu'aucune explosion ne puisse se produire même à des températures élevées et à forte pression (50 atmosphères environ). Dans le circuit du gaz sont placés un appareil de recombinaison par catalyse et un condenseur, ainsi qu'une pompe à gaz sous enceinte étanche. Il est possible, par l'intermédiaire d'une dérivation, d'extraire en continu une partie du xénon gazeux, « poison » de la pile, qui se trouve dans ce circuit gazeux. Il n'est prévu aucune valve dans ce circuit primaire. Dans le système tout entier, on n'utilise qu'une valve pour le liquide colloïdal, c'est-à-dire sur la dérivation E dans laquelle se trouve un réservoir pour le combustible. Cette valve est spécialement étudiée pour que l'on puisse compter sur un fonctionnement parfait. Quand elle est ouverte, un courant d'eau pure dilue le colloïde contenu dans le réservoir, abaisse aussitôt sa viscosité et entraîne le colloïde vers le circuit primaire. Une seconde dérivation H, sans réservoir, est prévue pour permettre l'envoi en continu de l'eau pour purification sur des colonnes échangeuses d'ions.

La stabilisation de la température dans la pile est obtenue par un réglage de la concentration du combustible par action sur le réservoir et sur la valve. La production d'énergie, et, par conséquent, le flux de neutrons, est stabilisé par extraction de chaleur par le circuit secondaire de refroidissement G.

Le système tout entier baigne dans un gaz sous pression (la cuve contenant le colloïde aussi bien que le réflecteur), à deux exceptions près. Le réservoir de vidange K aura toujours une pression légèrement plus basse que l'ensemble de la pile afin de permettre de vider très rapidement le contenu total de la pile, en cas de nécessité. L'autre exception porte sur les colonnes échangeuses d'ions L. Elles seront probablement utilisées à la pression normale pour rendre plus aisée la marche de cette partie du système de purification. Cependant, en ce cas, on aura besoin d'un petit compresseur entre la sortie des colonnes échangeuses et l'admission de l'eau dans le circuit primaire de la pile.

A la pile prototype à échelle réduite décrite dans la présente communication, il n'est pas nécessaire d'adjoindre un système de purification continu; une purification par prélèvements de temps en temps serait tout à fait suffisante. Quoi qu'il en soit, nous formulons l'espoir qu'il sera possible, d'après ce prototype à échelle réduite, de construire une pile intermédiaire génératrice d'énergie.

BIBLIOGRAPHIE

1. Hiskey C. F., Report A/123, 20 août 1943, Columbia.
2. Went J. J. et de Bruyn H., Nucleonics, sept. 1954, *12* : 293.
3. Biltz W. et Müller H., Z. anorg. u. allgem. Chemie, 1927, *163* : 293.
4. Ipatiev V. N. et Muromtsev B., Ber. *63* : 164, 1930.
5. Friedlander G. et Kennedy V. J. W., *Introduction to Radiochemistry*, 1951, McGraw Hill Co., Inc., New York, p. 152.
6. Brunauer S., Emmett P. H. et Teller E., J. Am. Chem. Soc., 1938, *60* : 309.
7. Lod R. A. et Young T. F., Radiochem. Studies, 1951, *3*, p. 1833, McGraw Hill Co., Inc., New York.
8. Allan A. D., Chemical Engineering Progress Symposium Series *50* (12) 2e partie : 238, 1954.

Suspension « sèche » d'oxyde d'uranium pour génératrice nucléaire hétérogène

par H. de Bruyn *, B. L. A. v. d. Schee **, J. J. Went **

I. INTRODUCTION

L'utilisation dans les génératrices nucléaires de bioxyde d'uranium en suspension comme combustible liquide a été examinée par deux d'entre nous, à la Conférence de Ann Arbor, il y a près d'un an ***.

Dans ce mémoire nous examinerons le cas des suspensions « sèches » (en milieu gazeux), tandis que dans une autre communication faite au cours de la Conférence, nous décrivons un modèle réduit de génératrice nucléaire homogène à suspension « humide » dans l'eau lourde.

On distinguera trois types principaux de génératrices nucléaires alimentées par des suspensions « sèches » de bioxyde d'uranium : une pile homogène, une pile quasi-hétérogène **** et une pile hétérogène.

Seul le type hétérogène sera examiné en détail, car il est, à notre avis, préférable aux deux autres.

II. PILE HOMOGÈNE

A première vue, la pile de type homogène offrirait les meilleures possibilités en raison de sa construction, qui est des plus simples.

La cuve de la pile est remplie de grains mixtes de bioxyde d'uranium et d'oxyde de béryllium (avec un rapport en nombre d'atomes $\frac{Be}{U} \sim 120$). La répartition de la dimension des grains est choisie de façon à assurer une compacité presque complète (70 à 75 pour cent pour un volume donné). Le diamètre moyen des grains est compris entre 200 et 250 μ. La cuve cylindrique est entourée par un réflecteur en glucine de 70 cm d'épaisseur. Les grains tombent par gravité et passent à travers des ouvertures pratiquées dans le fond de la cuve. En donnant à cette partie de la cuve une forme géométrique appropriée, il est possible d'établir une distribution des vitesses de grains dans le flux descendant qui correspondrait au laplacien-matière de la pile.

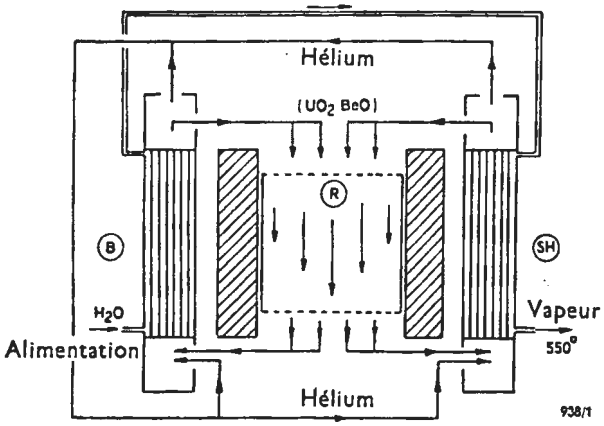


Figure 1. — Schéma d'une pile homogène alimentée par une suspension « sèche » d'oxyde d'uranium.
R = Cuve de la pile, entourée par un réflecteur en glucine;
B = Chaudière de l'échangeur thermique;
SH = Surchauffeur de l'échauffeur thermique.

Les grains qui sortent de la cuve sont transportés, par un système pneumatique, vers un échangeur de température dans lequel la couche de grains est fluidisée par un courant d'hélium. La vitesse du gaz est réglée de façon à assurer un état d'ébullition modérée de la suspension. Il faut éviter une ébullition intense, pour empêcher une trop grande usure des grains par frottement.

Dans cette couche en ébullition, la compacité sera d'environ 35 pour cent pour un volume donné. Le coefficient de transfert de chaleur d'une telle couche fluidisée en ébullition est assez élevé (voisin de 500 à 600 joule/m²/°C/seconde). Après leur passage dans l'échangeur thermique, les grains reviennent dans la cuve de la pile par simple débordement de la couche en ébullition.

A l'intérieur de l'échangeur de température, la chaleur se communique à l'eau qui circule dans les

---

Original : anglais.

* Staatsmijnen du Limbourg et Groupe d'études de la pile FOM-KEMA, Laboratoire de recherches de la N. V. KEMA, Arnhem, Pays-Bas.

** Groupe d'études de la pile FOM-KEMA, Laboratoire de recherches de la N. V. KEMA, Arnhem, Pays-Bas.

*** Voir la bibliographie qui figure à la fin du mémoire.

**** Une pile quasi-hétérogène est homogène du point de vue de la physique des neutrons, bien que sa structure soit de type hétérogène (cf. partie III du présent mémoire).

tubes de la chaudière. A la pression de 100 kg/cm², il se forme de la vapeur à 310 °C. Une partie de l'échangeur thermique peut être utilisée comme surchauffeur, pour produire de la vapeur à 550 °C.

Nous avons calculé les dimensions d'une génératrice nucléaire et de l'échangeur thermique, pour une unité de 300 MW, en supposant pour les grains une température maximum de 1 200 °C à l'intérieur de la cuve et de 700 °C dans la couche bouillante. Les dimensions de la cuve elle-même doivent être les suivantes : 1,85 m de diamètre et 1,85 m de hauteur, avec une vitesse maximum de courant limitée par le nombre de neutrons retardés nécessaire pour obtenir un réglage sans à-coups de la réactivité. La masse des grains (ralentisseur et combustible) à l'intérieur de la pile correspond à 10,2 tonnes de glucine et 0,9 tonne de UO_2. Le contenu de l'échangeur thermique, surchauffeur non compris, s'élève à 31,5 tonnes de BeO et 2,9 tonnes de UO_2, soit 50,8 tonnes de BeO et 4,7 tonnes de UO_2, compte tenu du surchauffeur [avec des tubes de chaudière de 2 pouces (5,08 cm), des tubes de surchauffeur de 1,5 pouce (3,81 cm), et un espacement entre les tubes égal à 1,5 fois leur diamètre].

Il est douteux que la production de vapeur de haute qualité (meilleur rendement des turbo-alternateurs et réduction des frais d'installation des turbines) soit rentable lorsque la surchauffe est obtenue grâce à un excédent de grains. Non seulement l'oxyde de béryllium est assez coûteux, mais l'uranium doit être passablement enrichi (avec environ 6 pour cent d'uranium-235) et, en conséquence, la quantité de UO_2 nécessaire sera, elle aussi, d'un coût élevé. Sans tenir compte du fait que l'uranium modérément enrichi doit être utilisé comme combustible, le taux de conversion sera assez faible dans une pile de ce type. Du point de vue de l'économie de combustible, cette pile n'est pas très séduisante, car nous devons nous attendre à une forte usure des grains, qui sont coûteux.

III. PILE QUASI-HÉTÉROGÈNE

Le type de pile que nous venons d'examiner nécessite une grande quantité de ces coûteux grains mixtes d'oxyde d'uranium enrichi et de glucine, qui sont contenus dans l'échangeur thermique *extérieur* à la pile, et c'est l'un des inconvénients majeurs d'une génératrice homogène alimentée par des suspensions « sèches ». Pour pallier cet inconvénient, nous avons étudié un type de pile à échangeur thermique *interne*. Les tubes de la chaudière, d'un diamètre de 1,5 pouce (3,81 cm), sont placés à l'intérieur de la pile, donc aucun déplacement des grains n'est nécessaire pour que s'effectue le transfert de chaleur. De plus, il est possible de prélever ces grains pour remise en forme ou remplacement.

Avec un espacement de 2,25 pouces (5,71 cm) entre les tubes de la chaudière, cette pile supporte la comparaison avec une pile homogène. L'espace

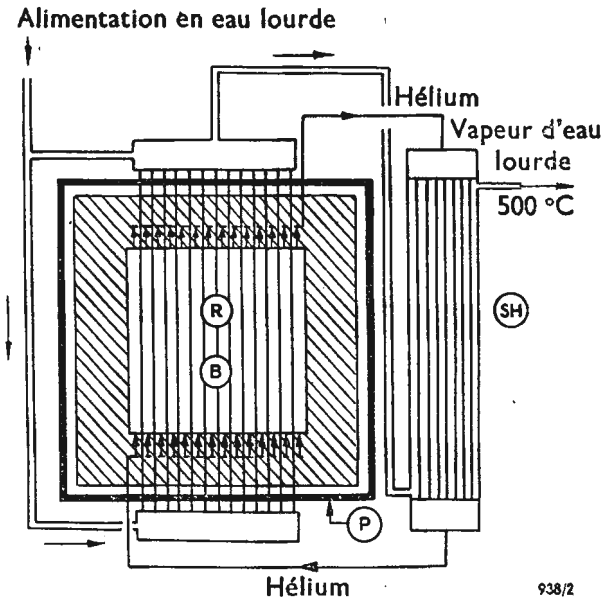


Figure 2. — Schéma d'une pile quasi-hétérogène alimentée par une suspension « sèche » d'oxyde d'uranium.

R = Cuve de la pile contenant des grains de grandes dimensions de UO_2-BeO en couche stable;
B = Chaudière intérieure de la cuve;
SH = Surchauffeur;
P = Enveloppe étanche contenant la cuve de la pile et le réflecteur en glucine.

entre les tubes est rempli de grains mixtes d'oxyde d'uranium et de glucine (avec un rapport en nombre d'atomes $\frac{Be}{U} \sim 80$). Ces grains mesurent 3 mm; c'est dire qu'ils sont beaucoup plus gros que dans le cas précédent. Un courant d'hélium traverse la couche immobile de grains et transmet la chaleur aux tubes. Sans être aussi élevé que dans le cas de la couche de grains en ébullition, le coefficient de transfert de chaleur est néanmoins assez grand.

Pour une génératrice nucléaire de 300 MW de puissance thermique dans laquelle la température du combustible serait de 1 200 °C, et la température de la vapeur de 250 °C (à une pression de 40 kg/cm² à l'intérieur des tubes), il faut prévoir, réflecteur exclu, les dimensions suivantes : diamètre, 2,50 m, hauteur, 2,50 m. Indiquons pour la réalisation que la pile dans son ensemble doit fonctionner sous une certaine pression. L'hélium utilisé pour la conduction de la chaleur à l'intérieur de la pile est porté à une température de 1 200 °C et peut être employé à produire de la vapeur sèche à 310 °C, dans un échangeur thermique extérieur. L'emploi, à l'intérieur de la chaudière, de tubes d'acier nécessiterait un combustible enrichi à l'excès. C'est pourquoi il est recommandé d'utiliser des tubes en graphite pour lesquels un enrichissement en uranium-235 ne dépassant guère 4 pour cent semble suffisant.

Ce type de pile présente certains avantages sur la pile homogène. Avant tout, les quantités de

combustible et de ralentisseur nécessaires pour alimenter une génératrice de 300 MW sont moins élevées; elles ne sont que de 1,5 tonne de UO_2 et de 11,4 tonnes de BeO. D'autre part, on évite l'usure par frottement de ces grains qui reviennent si cher, ainsi que l'usure des matériaux de construction de la pile. Et, enfin, le réglage de la température est beaucoup plus facile; les valeurs critiques pour le réglage de la vapeur produite par les grains sont analogues à celles qui sont discutées dans le paragraphe suivant. Notons toutefois que le fait que cette pile doive fonctionner en surpression est un inconvénient.

IV. PILE HÉTÉROGÈNE

Le combustible qui convient aux deux types de pile décrits brièvement dans les paragraphes précédents est l'uranium modérément enrichi. Dans la mesure où l'économie de combustible est une considération importante, il est intéressant d'examiner un type de pile alimentée en uranium naturel qui assurerait le plus haut taux de conversion possible.

Ces conditions ne peuvent être réunies dans une pile à suspension « sèche » que sous la réserve d'utiliser comme ralentisseur l'eau lourde à une température relativement basse (au-dessous de 50 °C), et de choisir un modèle hétérogène.

a) Cuve de la pile

Dans une pile de 300 MW, la cuve a un diamètre de 3,40 m et une hauteur de 2,50 m. Dans cette cuve, remplie de 20 tonnes d'eau lourde environ, sont placés 250 tubes en graphite contenant du combustible composé de grains d'oxyde d'uranium. Les diamètres extérieur et intérieur des tubes sont respectivement de 9 cm et de 8 cm.

Les grains d'oxyde d'uranium naturel, de 250 μ de diamètre, tombent vers le bas. S'il n'y a pas de circulation gazeuse entre les grains, la conductivité thermique est faible, de même que la perte de chaleur par transfert à l'eau lourde, à travers le graphite (environ 2 pour cent de la production d'énergie). A la partie inférieure de la pile, les grains d'oxyde d'uranium, chauffés à 1 200 °C, sont transportés par un courant d'hélium vers l'échangeur thermique. A l'intérieur de la cuve est placé un réflecteur en graphite, de 40 cm d'épaisseur, refroidi par la circulation de l'eau lourde.

b) Échangeur thermique

A l'intérieur de l'échangeur thermique, la couche de grains est fluidisée. La concentration des grains, pour un volume donné, est de l'ordre de 35 pour cent. La température de la couche en ébullition est de 700 °C. La quantité de combustible dans l'échangeur de température a été calculée dans les conditions où les tubes de 2 pouces (5,08 cm) servent au chauffage de la chaudière et ceux de 1,5 pouce (3,81 cm) portent la vapeur à 550 °C (à une pression

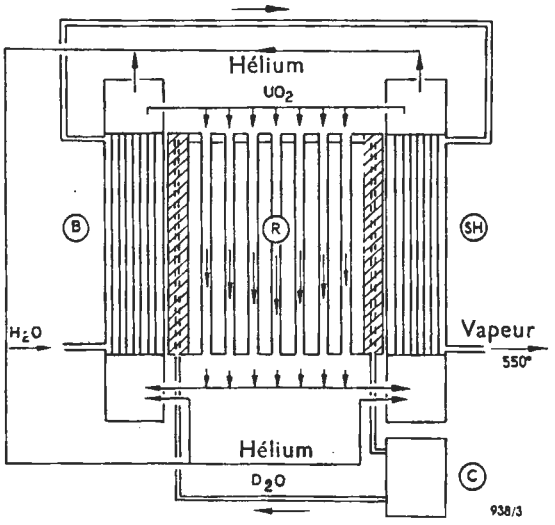


Figure 3. — Schéma d'une pile hétérogène alimentée par une suspension « sèche » d'oxyde d'uranium.
R = Cuve de la pile contenant des tubes à combustible en graphite, de l'eau lourde froide comme ralentisseur, et un réflecteur en graphite;
B = Chaudière de l'échangeur thermique;
SH = Surchauffeur de l'échangeur thermique;
C = Refroidisseur du circuit d'eau lourde.

de 100 kg/cm²). Il a paru nécessaire d'avoir 92,5 tonnes d'oxyde d'uranium pour la chaudière et une quantité supplémentaire de 57,5 tonnes pour le surchauffeur, alors que les tubes intérieurs de la pile en contiennent 24,4 tonnes. Par conséquent, la quantité totale du combustible nécessaire est encore assez élevée : *175 tonnes*. La question se pose donc de savoir si l'on doit recourir à la surchauffe de la vapeur, compte tenu du fait que l'uranium naturel pur, utilisé dans ce cas comme combustible, est moins dispendieux.

Si l'échangeur thermique contenant une grande quantité d'oxyde d'uranium est placé autour de la cuve de la pile, il servira de bouclier protecteur efficace contre les rayons gamma. La chaleur dégagée par l'absorption des rayons gamma sera utilisée pour produire de la vapeur. De ce fait, il sera plus facile de prévenir la détérioration du bouclier en béton qui entoure complètement la génératrice nucléaire tout entière.

L'échangeur thermique est aussi un bouclier de protection très efficace contre les neutrons. Tous les neutrons qui s'échappent seront utilisés à l'intérieur de l'échangeur thermique pour produire du plutonium.

c) Détails de construction

Bien que les recherches relatives aux différents problèmes de la construction en soient encore au stade préliminaire et qu'aucun détail n'en puisse être publié, nous ferons une exception en ce qui concerne la régulation du courant d'oxyde d'uranium à travers les tubes. En fait, la vitesse du cou-

rant doit être maximum dans les tubes placés au centre de la cuve de la pile. La distribution des vitesses du courant dans les différents tubes doit correspondre au laplacien-matière de la pile.

Un des dispositifs proposés pour faire varier à distance la vitesse du courant dans chaque tube consiste en un cône vibrant de forme spéciale (représenté au bas de la figure 4). Réalisé en glucine, ce cône subit des vibrations d'amplitude variable. La vitesse du courant des grains d'oxyde d'uranium dépend de l'amplitude du mouvement vibratoire du cône.

Dans un autre dispositif, chaque tube porte, fixé sur l'orifice, une résistance spéciale, réglée pour une vitesse donnée du courant.

d) Conduite de la pile (réglage de la puissance, fonctionnement anormal)

La réactivité d'une pile à ralentisseur en eau lourde dépend fortement de la température. L'énergie fournie par la pile peut, de ce fait, être réglée convenablement par la température de l'eau lourde, autrement dit par *la vitesse de circulation de l'eau lourde à travers le circuit de refroidissement*, vitesse nécessaire au transfert de la chaleur accumulée dans l'eau lourde du fait de la perte de chaleur à travers les tubes en graphite.

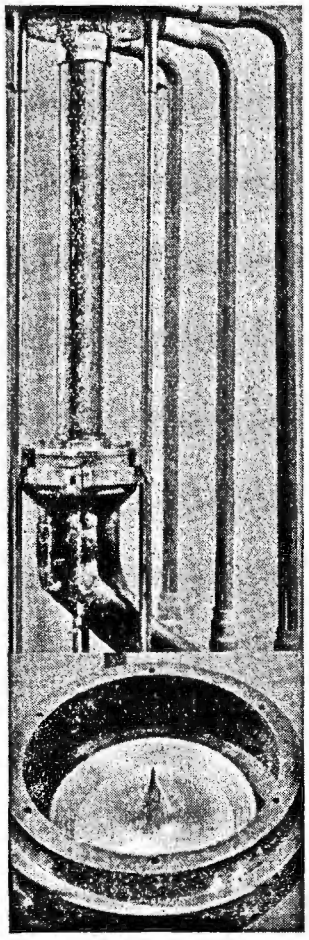


Figure 4. — Régulateur de vitesse de courant pour suspensions « sèches ».

A la partie supérieure : connexion de la valve et du tube de 9 cm de diamètre. A la partie inférieure : intérieur de la valve, constitué par un cône de vibration de forme spéciale.

La température de l'oxyde d'uranium à l'intérieur des tubes de la pile correspond à la valeur de la puissance de cette dernière, lorsque la vitesse du déplacement de l'oxyde d'uranium est constante.

Si, pour une raison ou pour une autre, le passage de l'oxyde d'uranium se trouve arrêté dans l'un des tubes, l'élévation de la température dans ce même tube donnera immédiatement l'alarme et permettra de prendre des mesures de sécurité. L'arrêt du fonctionnement de la pile s'obtient alors en introduisant des barres de cadmium ou des plaques d'acier au bore.

En cas d'arrêt des compresseurs à gaz, la pile cesse de fonctionner automatiquement, car l'alimentation en oxyde d'uranium de la partie supérieure des tubes s'arrête immédiatement.

En cas d'arrêt des pompes à eau lourde, la pile cesse de fonctionner en raison de l'élévation de la température de l'eau lourde.

e) Bilan des neutrons

Dans une pile où l'eau lourde froide est employée comme ralentisseur et où le graphite est un des matériaux de construction, le taux de conversion est élevé. Cependant, les produits de fission, accumulés dans le combustible pendant la marche, accroissent progressivement l'absorption des neutrons par résonance. Nous avons étudié au laboratoire la diffusion à haute température de l'iode dans l'oxyde d'uranium. Dans son expérience préliminaire, M. v. d. Plas a noté une vitesse de diffusion assez élevée, même à 1 000 °C.

Pour cette raison, nous pouvons nous attendre à ce que le xénon-135, ce poison « par excellence » de la pile, se trouve éliminé en plus grande partie, par une purification constante du circuit d'hélium.

En revanche, le samarium-149 et les terres rares produits par la fission ne peuvent être éliminés de la sorte. Cependant, nous avons parlé du frottement qui se produit lorsque des suspensions « sèches » sont utilisées comme combustible « liquide ». Les poussières doivent être constamment éliminées du circuit du combustible. Elles peuvent être traitées par un simple procédé de frittage; mais lorsque l'empoisonnement est par trop élevé, ces poussières doivent être remplacées par du combustible nouveau, au fur et à mesure de leur prélèvement pour traitement.

CONCLUSIONS

De cette description sommaire des trois types de génératrices nucléaires, alimentées par des sus-

pensions « sèches » d'oxyde d'uranium, il semble résulter que la génératrice nucléaire hétérogène est celle qui présente les meilleures possibilités.

Elle séduit par les qualités suivantes :

1. Possibilité de produire une vapeur de haute qualité sans qu'il soit nécessaire pour autant de faire fonctionner la pile *sous pression* ;

2. Possibilité d'utiliser *le combustible le moins cher*, c'est-à-dire l'uranium naturel sous la forme d'oxyde ;

3. Garantie d'un *taux de conversion élevé* et possibilité de régénération au moyen d'oxyde de thorium.

Toutefois, lorsqu'un enrichissement modéré du combustible est acceptable et qu'un taux de conversion élevé n'est pas nécessaire, la pile quasi-hétérogène sera la plus intéressante pour l'extraction de chaleur.

BIBLIOGRAPHIE

Went J. J. et de Bruyn H., Nucleonics, sept. 1954, *12* : 16-19, Chemical Engineering Progress Symposium Series *50* (12) 2e partie : 120-126, 1954.

La pile à combustible métallique liquide (LMFR)

par F. T. Miles* et Clarke Williams*

Dès qu'on a commencé à étudier la technologie des piles, on s'est demandé s'il ne serait pas possible de recourir, pour les alimenter, à un combustible fluide dont la circulation permettrait à la fois le refroidissement et le traitement chimique. En particulier, on a pensé qu'il pourrait être avantageux d'utiliser à cette fin une solution d'uranium dans le bismuth, à cause de la température de fusion relativement basse d'une telle solution et de la faible section efficace de capture des neutrons par le bismuth. Aux États-Unis d'Amérique, les principaux travaux concernant le combustible uranium-bismuth ont été effectués au Brookhaven National Laboratory**. Les combustibles métalliques liquides dont nous allons parler peuvent convenir à différents types de piles.

Le présent rapport décrit un projet de centrale électrique d'une puissance de 210 000 kW. Le combustible liquide uranium-bismuth produit de la vapeur à 482 °C et 88 kg/cm² et permet ainsi un bon rendement thermique. L'uranium-233 utilisé comme combustible est formé dans la pile elle-même, à partir du thorium qui entoure le cœur de la pile et constitue une couche de récupération. L'extraction de chaleur et le traitement chimique sont assurés par la circulation de la solution active uranium-bismuth, ainsi que par le liquide contenant le thorium.

La figure 1 présente schématiquement les principaux circuits de refroidissement et de traitement chimique à partir du cœur et de la couche de récupération. Le circuit principal de combustible passe d'abord à travers un échangeur de chaleur au sodium, le sodium transportant la chaleur à la chaudière. Le circuit concernant la couche de récupération qui contient le thorium et qui est composée d'une boue de Th_3Bi_5 en suspension dans du bismuth fondu, passe, lui aussi, pour refroidissement, à travers un échangeur de chaleur. Les produits de fission volatils, entraînés à partir de la surface libre de la solution uranium-bismuth par un courant d'hélium, s'accumulent dans des pièges. Une faible partie du courant principal de combustible passe à travers le dispositif de traitement, où les produits de fission sont extraits et où l'on ajoute de l'uranium-233 supplémentaire. Enfin, un circuit de traitement part de la couche de récupération pour extraire le protactinium et l'uranium-233 (produits dans cette couche) ainsi que les produits de fission. Les avantages que présentent les combustibles fluides pour conduire les opérations de traitement et de refroidissement ont été exposés dans une autre étude [1]***. A ces avantages vient s'ajouter, dans le cas des combustibles à solution d'uranium-bismuth, leur stabilité tant à l'égard des rayonnements qu'à l'égard de la température [2].

DISPOSITION ET CONSTRUCTION DE LA PILE

La pile est formée : *a*) d'un cœur de graphite dans lequel circule par groupage le combustible uranium-bismuth; *b*) d'une cuve intérieure en graphite qui sépare le combustible liquide de la couche de récupération contenant le thorium; *c*) de cette couche elle-même, et *d*) d'une cuve extérieure à laquelle sont fixées les tuyauteries d'admission et de sortie pour le circuit du combustible et celui de la couche de récupération. La figure 2 montre une section verticale de la pile. Il est préférable de maintenir à un bas niveau la concentration d'uranium dans le liquide combustible, étant donné le volume considérable de liquide retenu dans l'échangeur de chaleur et dans la tuyauterie extérieure. Dans le cas d'une pile à neutrons thermiques, la concentration d'uranium-

---

Original : anglais.

* Brookhaven National Laboratory. — LMFR = Liquid Metal Fuel Reactor.

** C'est Halban et Kowarski qui ont été les premiers à suggérer, en 1941, l'utilisation d'une solution d'uranium dans le bismuth comme combustible fluide pour les piles. En 1944, Wigner, Weinberg et Young firent le devis préliminaire d'une pile autorégénératrice de ce type. Au Brookhaven National Laboratory, les recherches sur ce point ont été entreprises par W. E. Winsche et D. H. Gurinsky et elles se sont poursuivies depuis 1947. Parmi ceux qui ont également fourni une contribution importante en la matière, on doit citer D. W. Bareis, J. Chernick, O. E. Dwyer, I. Kaplan, C. J. Raseman, T. V. Sheehan, R. J. Teitel et R. H. Wiswall Jr.

Les principaux auteurs du projet de pile à combustible métallique liquide présenté dans ce document sont W. A. Robba, D. J. Sengstaken, T. V. Sheehan et L. D. Stoughton, du Brookhaven National Laboratory. Le projet du cycle de production d'énergie a été proposé par un groupe d'ingénieurs des services publics, dans le cadre d'un cours de génie nucléaire donné au Brookhaven National Laboratory.

*** Les numéros entre crochets renvoient à la bibliographie qui figure à la fin du mémoire.

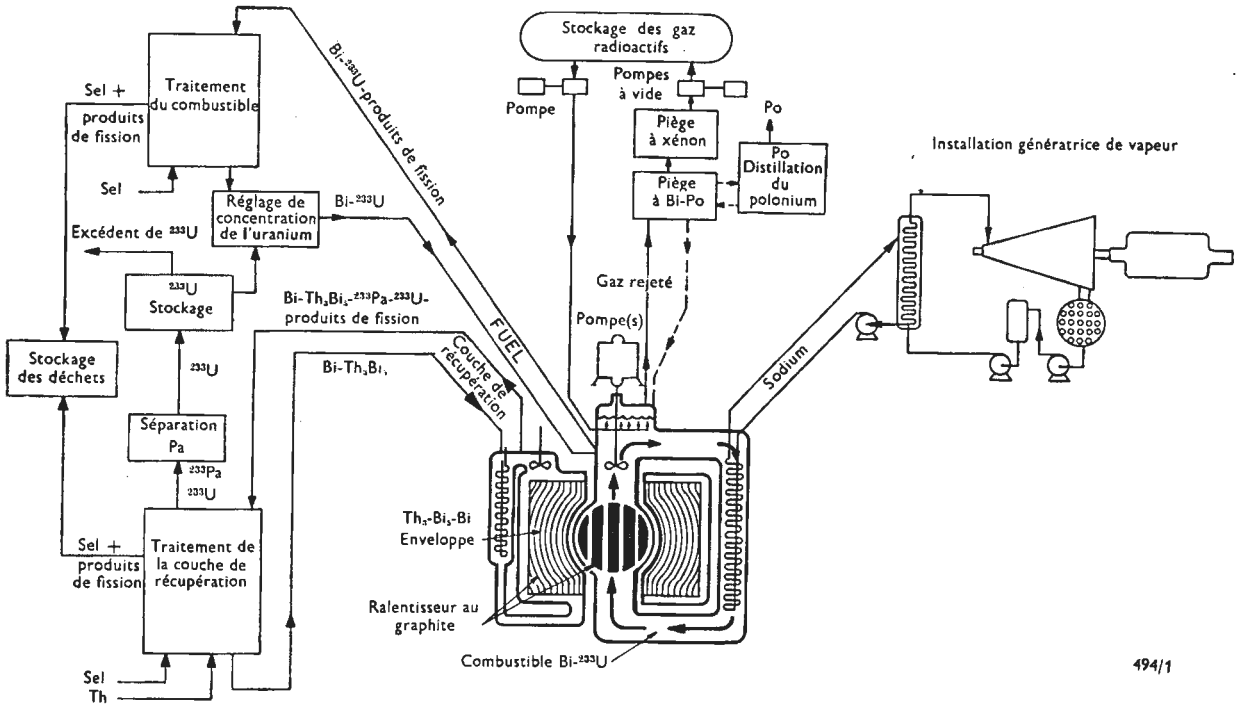


Figure 1. — Pile à combustible métallique liquide. Schéma de principe montrant la pile, l'installation génératrice de vapeur et les dispositifs de traitement chimique.

233 nécessaire pour entretenir la réaction en chaîne dans les conditions décrites n'est, en poids, que de 670 parties par million (ppm). Une telle concentration est bien inférieure à la limite de solubilité de l'uranium dans le bismuth à 400 °C, qui est la température minimum dans le cycle décrit. On a choisi le graphite pour ralentir les neutrons, à cause de son prix de revient relativement bas et de sa résistance aux hautes températures. Comme le graphite a une faible section efficace de capture des neutrons et qu'il conserve sa cohésion aux températures atteintes dans la pile, il est aussi utilisé pour la construction des parties intérieures. On n'a pas observé de réactions entre le graphite et le combustible uranium-bismuth, même en les exposant pendant 100 heures consécutives à des températures allant jusqu'à 1 000 °C. A des températures supérieures, s'élevant jusqu'à 1 200 °C, on a constaté une légère interaction; mais celle-ci se limite, en présence de quelques centaines de ppm de zirconium, à la formation minime de ZrC; on n'a même pas constaté la formation de UC. Il semble donc bien qu'on puisse garantir le bon fonctionnement de la pile avec du combustible uranium-bismuth en contact direct avec le graphite.

Comme on n'utilise, pour la construction du cœur et de la couche de récupération, que de très petites quantités de matériaux métalliques absorbants, la perte en neutrons est minime. Le cœur est de graphite pur, la cuve en forme de tonneau, qui sépare le liquide circulant dans le cœur de celui qui circule dans la couche de récupération, est également en graphite pur, à l'exception des anneaux de cerclage qui sont en alliage métallique (voir fig. 2). Le cœur, en graphite de haute densité, a la forme d'un cylindre circulaire droit, ayant un diamètre de 5 pieds (152,4 cm) et une hauteur de 5 pieds (152,4 cm). Ce cylindre est perforé de canaux de 2 pouces de diamètre (5,1 cm) pratiqués parallèlement à son axe. Disposés aux sommets d'un réseau triangulaire régulier, ils sont distants de 2,7 pouces (6,9 cm) de centre à centre; on obtient ainsi des volumes égaux d'uranium-bismuth et de graphite, comme le fixe l'étude du projet, du point de vue nucléaire. A pleine charge, la solution d'uranium-bismuth, s'écoulant avec un débit de 36 000 gallons par minute (137 500 litres par minute) pénètre dans le cœur à 400 °C. Les fissions qui se produisent dans le cœur engendrent une puissance calorifique de 500 MW et élèvent la température de sortie du combustible à 550 °C. Le flux moyen dans le cœur est de 10^{15} neutrons/cm²/s.

La cuve intérieure de graphite est formée de douves longitudinales comme celles d'un tonneau, usinées de manière à s'ajuster exactement sur le cœur et, en même temps, à former un cylindre. Les arêtes extérieures des douves sont assemblées à queue d'aronde. Elles sont enduites d'une pâte carbonisable, de même que toutes les surfaces de contact du noyau et des douves. Tout l'ensemble est alors provisoirement serré à force. Les anneaux de cerclage sont posés à chaud sur cet assemblage provisoire et, en se contractant, forment un assemblage étanche. Celui-ci est alors porté à une température suffisante pour carboniser la pâte et rendre les joints absolument imperméables.

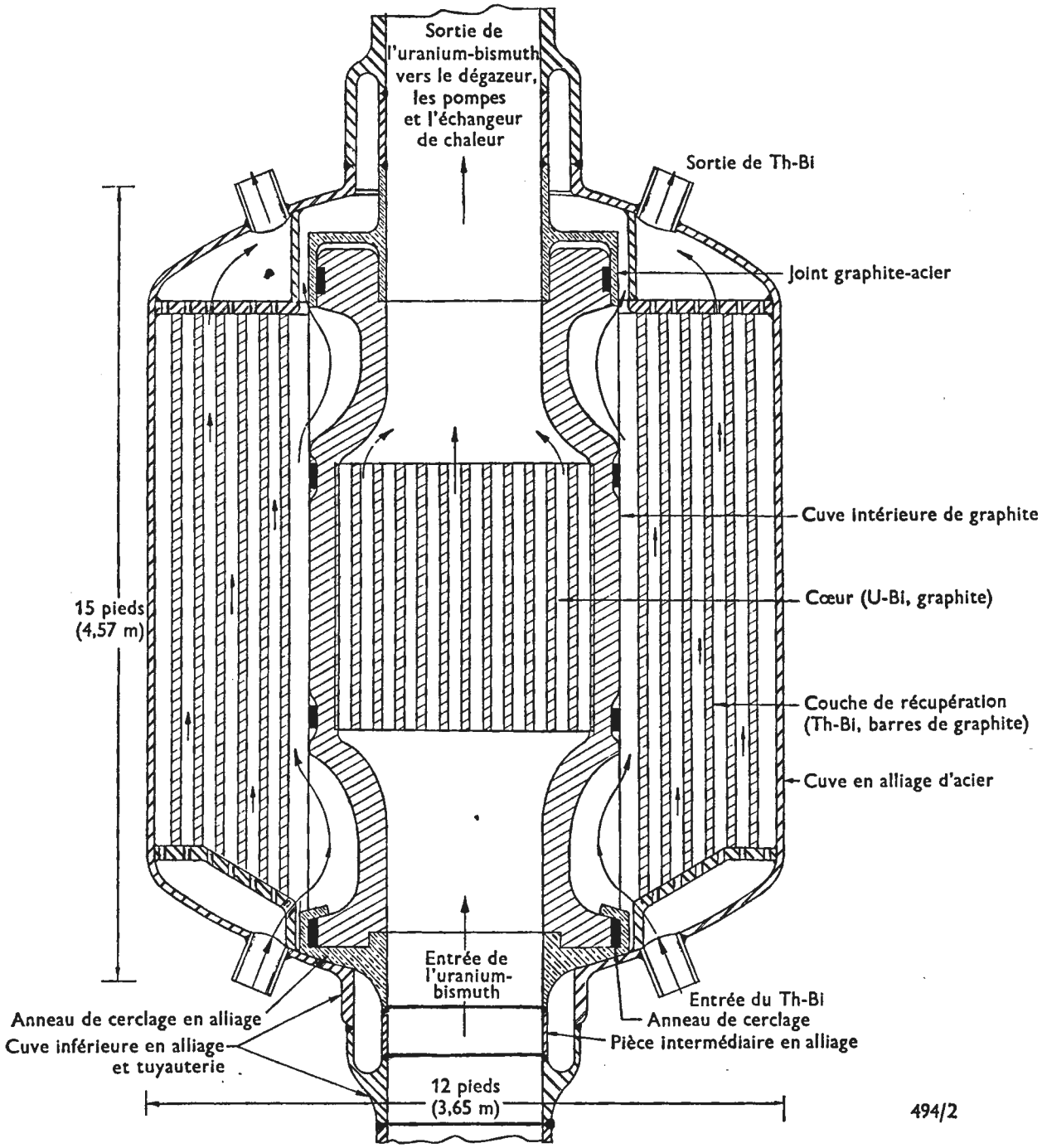


Figure 2. — Cuve de la pile, section verticale.

La liaison entre la cuve intérieure de graphite et la cuve extérieure est assurée par des pièces intermédiaires, qui relient les anneaux de cerclage fixés au graphite à la cuve extérieure. Les anneaux de cerclage sont faits de métaux ou d'alliages ayant à peu près le même coefficient de dilatation que le graphite. Il est possible de limiter les efforts dus aux différences de jeu en utilisant un nombre suffisant de pièces intermédiaires formées d'alliages différents. La liaison inférieure maintient solidement la cuve intérieure de graphite. Celle du dessus permet des différences de jeu axial. Ainsi, les fuites légères qui peuvent se produire aux points où il y a des joints n'affectent pas le fonctionnement du cœur et de la couche de récupération.

Comme il faut un ralentisseur dans la couche de récupération, des barres de graphite de 3.2 pouces (8 cm) de diamètre sont disposées dans tout l'espace réservé à cette couche, à l'extérieur de la cuve de graphite décrite ci-dessus. Ces barres sont

maintenues par deux grilles qui les maintiennent à 4,3 pouces (11 cm) les unes des autres (de centre à centre). La grille du fond comporte une série d'alvéoles où viennent s'emboîter les extrémités inférieures des barres; la grille supérieure est également perforée pour permettre la mise en place des barres. Un bouchon est vissé au sommet pour maintenir chaque barre. Par pompage, le combustible circule directement du fond au sommet, à travers le récipient intérieur et le cœur. La suspension thorium-bismuth circule sous l'action d'une pompe à travers la couche de récupération, de façon à baigner les barres et à sortir par le sommet.

Cet ensemble tout entier, cœur et couche de récupération, est contenu dans une cuve étanche d'acier qui mesure 12 pieds (366 cm) de diamètre et 15 pieds (457 cm) de hauteur. Cette cuve et la tuyauterie de jonction sont faites d'acier à faible teneur en chrome, contenant 2,25 pour cent de chrome et 1 pour cent de molybdène, connu sous le nom de Croloy-2,25. C'est un acier relativement peu coûteux, que l'on utilise pour la construction des tuyaux de chaudière et dont les caractéristiques mécaniques et les caractéristiques de fluage restent excellentes à la température d'utilisation de 550 °C. Le principal problème de corrosion, dans un système utilisant un métal liquide tel que l'uranium-bismuth dans des récipients en acier, est celui du « transfert de masse », c'est-à-dire le problème que pose le dépôt de métaux dissous dans les régions froides du circuit de métal liquide. Ce problème a été résolu d'une façon satisfaisante en ajoutant du magnésium, pour enlever toute trace d'oxygène, et du zirconium, pour arrêter à la fois la dissolution de l'acier dans les zones à haute température et le dépôt dans les zones à basse température. On trouvera une étude plus détaillée de ces effets dans un mémoire soumis à la présente Conférence par D. H. Gurinsky et ses collaborateurs du Brookhaven National Laboratory [3].

Nous avons fait circuler des solutions d'uranium-bismuth sous ces conditions à des températures allant de 400 à 500 °C, pendant plus de 18 000 heures sans avoir observé de signes appréciables de formation de tampons dus au « transfert de masse ». Dans la plupart des cas, la circulation de la solution d'uranium-bismuth a été assurée par des courants de convection, mais, dans quelques cas, on a utilisé une pompe électromagnétique. Une description des circuits et de leur utilisation a été donnée dans d'autres mémoires [3, 4]. Le succès que cette méthode a obtenu indique que des génératrices nucléaires devraient pouvoir fonctionner pendant 10 à 20 ans sans que la corrosion ou les inconvénients qui en découlent ne causent d'ennuis.

EXTRACTION DE L'ÉNERGIE THERMIQUE

A pleine charge, la pile consommera 560 g d'uranium-233 par jour, en produisant une puissance calorifique de 500 MW. Pour extraire de la pile ces calories, on fait circuler le combustible à travers le cœur et le circuit principal de refroidissement, comme l'indiquent la figure 3 — qui est un schéma de principe du cycle thermique complet — et la figure 4 — qui est une coupe en élévation montrant les échangeurs de chaleur, les tuyauteries, les chaudières et les équipements auxiliaires. Ce circuit, formé d'un conduit de 36 pouces (94 cm) de diamètre, en Croloy-2,25, part du cœur de pile, traverse l'échangeur primaire, transférant la chaleur de l'uranium-bismuth au sodium, va jusqu'au dégazeur et aux pompes assurant la circulation du combustible, et fait retour au cœur; c'est donc un circuit fermé. Deux conduites de 26 pouces (68 cm) de diamètre, qui sortent de la chambre et sont branchées sur le conduit de retour du circuit de 36 pouces par une tubulure en W, contiennent les principales pompes à circulation de combustible. Cette tuyauterie est conçue de façon à offrir un volume minimum (compte tenu de la baisse de pression admissible) afin d'éviter l'emploi de grandes quantités de combustible. L'uranium-bismuth retenu dans le circuit actif occupe approximativement un volume de 867 pieds cubes (25 000 litres). Pour tenir compte des problèmes de contraintes et de dilatation suscités par les hautes températures, il est nécessaire d'utiliser des joints de dilatation et de réduire au minimum la longueur de la partie du circuit soumise aux températures élevées. Tout le circuit doit être réalisé en tubes soudés et son étanchéité vérifiée à l'aide d'un spectrographe de masse à hélium.

ÉCHANGEURS DE CHALEUR

La conduite de 36 pouces (94 cm) relie le circuit actif à l'échangeur de chaleur de la solution d'uranium-bismuth, dans lequel la chaleur est transmise au sodium. La température d'entrée de l'uranium-bismuth est de 550 °C et celle de sortie de 400 °C. L'échangeur de chaleur a la forme d'un U; il est fait en tubes de Croloy-2,25 de 0,75 pouce (1,8 cm) de diamètre.

La couche de récupération contient 746 pieds cubes (231 tonnes) de bismuth contenant en poids 10 pour cent de thorium sous la forme d'une suspension de Th_3Bi_5. Les neutrons qui s'échappent du cœur, où se produit la réaction en chaîne, produisent de la chaleur dans la couche de récupération, soit par suite de leur capture par le thorium, soit par fission de l'uranium-233 qui s'y forme. Cette énergie thermique, à laquelle il faut ajouter les quantités de chaleur dues aux rayons gamma et à d'autres rayonnements absorbés dans la couche de récupération, s'élève à environ 50 MW. Elle est extraite de la pile, selon le processus utilisé pour le circuit actif principal, par pompage du fluide qui passe dans la couche de récupération et circule à travers un circuit fermé comportant l'échangeur de chaleur et le dispositif de traitement chimique.

Le dispositif de pompage du combustible dans le circuit actif principal doit permettre un débit

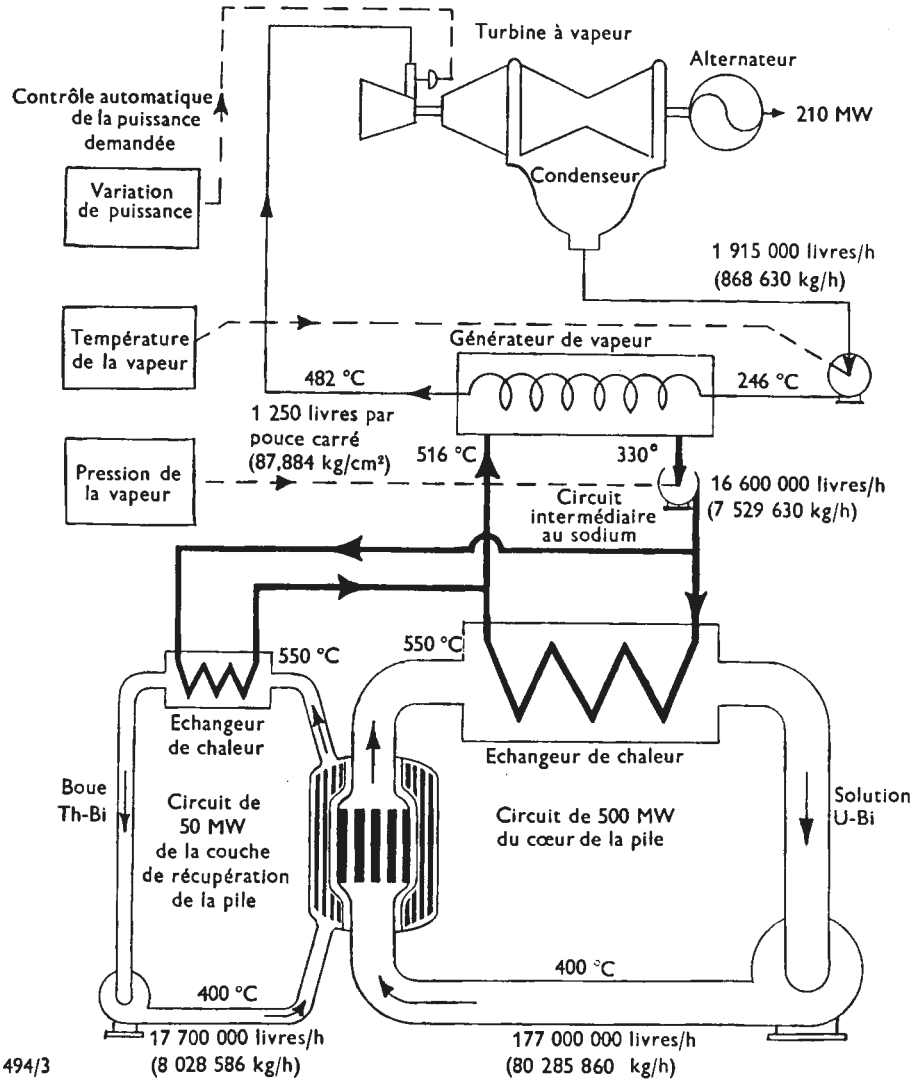


Figure 3. — Cycle thermique.

maximum de 36 000 gallons par minute (137 500 litres par minute), soit une vitesse de 11 pieds par seconde (3,3 m/s). A cet effet, deux pompes, permettant chacune un débit de 18 000 gallons par minute (70 000 litres par minute) et entraînées chacune par un moteur de 3 000 HP (ch), sont placées sur les conduites de 26 pouces (66 cm), à basse température, qui sortent de la chambre d'extraction des gaz. De même, le circuit de la couche de récupération requiert deux pompes de 1 800 gallons par minute (7 000 litres par minute), entraînées chacune par un moteur de 400 HP (ch). Les moteurs qui, à l'heure actuelle, semblent le mieux convenir pour cet usage sont des moteurs hermétiques à paliers étanches aux gaz. Cependant, on est en train d'étudier la possibilité d'utiliser des pompes à rotor hermétique et des pompes électromagnétiques; si ces dernières sont mises au point en temps utile, on leur donnera la préférence, attendu qu'il est possible d'assurer leur entretien sans démonter la tuyauterie.

La substance utilisée pour toutes les enveloppes, cuves et conduites de circulation, destinées à contenir les métaux liquides (U-Bi, Na et NaK) et qui se trouvent en contact avec ces métaux, est l'acier Croloy-2,25, à 2,25 pour cent de chrome et 1 pour cent de molybdène. En effet, de tous les alliages que l'on a soumis aux épreuves d'utilisation à ces températures, c'est celui qui semble offrir le plus d'avantages. Les recherches indiquent qu'il résiste bien à la corrosion par le sodium et le sodium-potassium à 600 °C, à condition que la proportion d'oxygène ne dépasse pas 0,02 pour cent. Comme nous l'avons déjà indiqué, le Croloy-2,25 convient parfaitement bien pour l'uranium-bismuth quand on ajoute à la solution combustible 350 à 500 ppm de zirconium et de magnésium.

CIRCUIT DE VAPEUR

Afin de pouvoir utiliser le type classique d'équipement par turbo-alternateur, on a choisi des

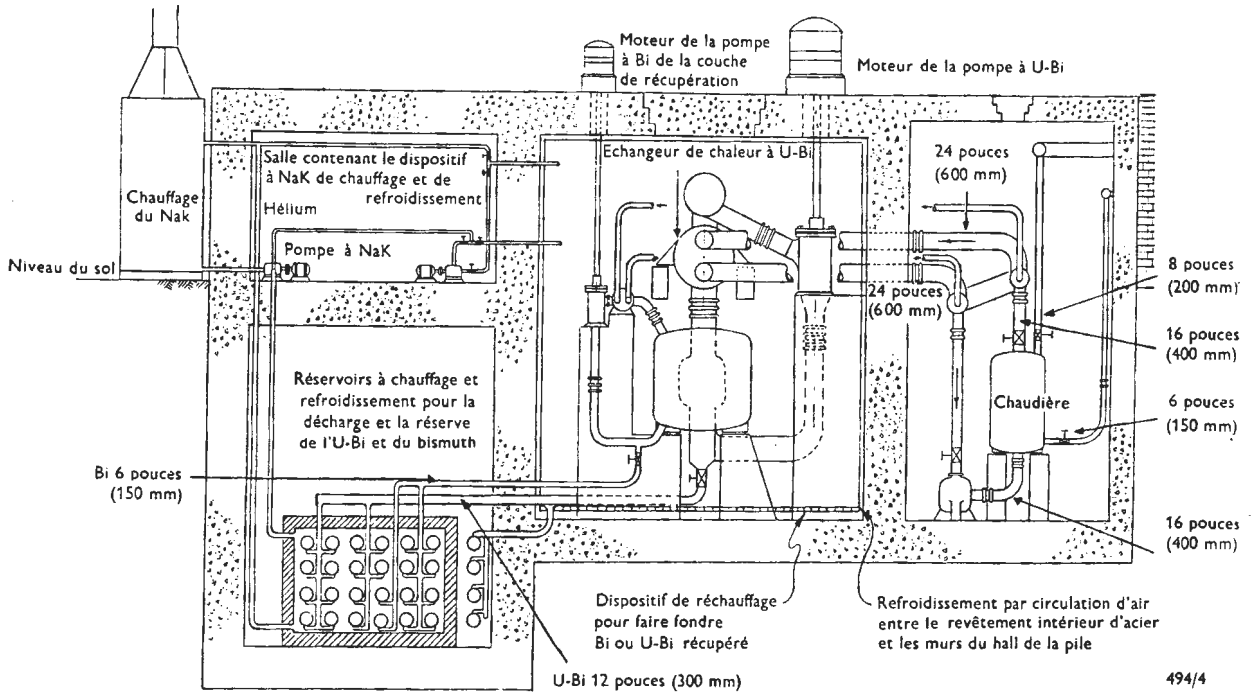


Figure 4. — Centrale nucléaire à combustible métallique liquide, coupe longitudinale.

caractéristiques de vapeur de 1 250 livres par pied carré (88 kg/cm²) à 482 °C. Cette température de 482 °C fournit une large marge de différence de température par rapport aux 550 °C de température de décharge de l'uranium-bismuth, ce qui permet l'emploi d'échangeurs relativement petits pour transférer la chaleur de l'uranium-bismuth au sodium et du sodium à la vapeur. Même en faisant fonctionner la pile à la moitié de sa pleine puissance, la température de la vapeur atteint la valeur choisie, avec une conduite simplifiée et sans surveillance du fonctionnement de la pile.

Comme la différence de température qui existe entre l'uranium-bismuth et le sodium est d'environ 34 °C, on peut se contenter d'un échangeur relativement petit et, par conséquent, unique, ce qui répond à nos désirs puisque cet échangeur doit fonctionner comme partie intégrante de la pile. On y gagne, au surplus, une simplification du dispositif de tuyauterie et de vannes, ainsi qu'une réduction appréciable de la quantité nécessaire de ce combustible coûteux qu'est l'uranium-bismuth.

Les générateurs de vapeur sont du type à circulation simple. La circulation simple permet d'utiliser un dispositif de chaudière à surchauffe d'un principe très simple. En effet, on obtient ainsi une variation relative de surface entre la chaudière et le surchauffeur, ce qui permet de maintenir constante la température de la vapeur pour de grandes variations de charge. Ainsi, à puissance maximum, c'est-à-dire quand l'écart de température entre la sortie et l'admission à la pile est maximum, la surface du surchauffeur est réduite au minimum relativement à celle de la chaudière. Pour des puissances moins élevées, le rapport entre la surface du surchauffeur et celle de la chaudière augmente, ce qui permet à basse puissance de maintenir avec plus de facilité à la valeur fixée la température de la vapeur.

Pour que chaque générateur de vapeur ait une grandeur raisonnable, on en utilise quatre, montés en parallèle et calculés de façon à fournir la vapeur à 482 °C et 1 250 livres par pied carré (88 kg/cm²). Le débit du sodium circulant par pompage à travers chaque générateur peut être modifié, ce qui assure plus de souplesse dans l'utilisation et l'entretien. Les générateurs de vapeur sont alimentés en eau par une pompe de type classique, à travers une série de conduits successifs dans lesquels l'eau bouillante est transformée en vapeur surchauffée. Ce type de chaudière n'est pas muni du tambour habituel servant à la séparation de l'eau et de la vapeur. Chaque conduit doit avoir des ouvertures, afin que soit assurée une judicieuse distribution du flux d'eau. Si l'on n'utilise qu'une partie de la puissance nominale, on peut réduire le nombre de générateurs de vapeur.

GROUPE TURBO-ALTERNATEUR

En supposant que la puissance calorifique totale libérée dans le cœur de la pile et dans la couche de récupération est de 550 MW, on obtient un cycle thermique capable de fournir la vapeur nécessaire à un groupe turbo-alternateur qui, à 3 600 tours par minute, a une puissance nominale de 210 MW. On obtient cette puissance en utilisant de la vapeur d'eau à 1 250 livres par pied carré (88 kg/cm²) et

482 °C, la contre-pression de sortie étant de 1,5 pouces (3,8 cm) de mercure. Le groupe turbo-alternateur est du type tandem-compound à double circulation, les derniers étages comportant des godets pour éliminer l'humidité. Le débit de vapeur, à la puissance de 210 MW, est de 1 915 000 livres/heures (714 200 kg/h).

Un cycle de vapeur classique, comportant un réchauffage de l'eau d'alimentation à six étages et un condenseur à désaération, élève la température de l'eau à 246 °C. Le condenseur doit avoir 145 000 pieds carrés (13 500 m²) de surface; il est du type à passage unique et comporte deux pompes verticales pour l'eau de condensation et deux pompes verticales pour l'eau de circulation.

A cause des conditions spécifiques de marche de ce type de pile à combustible métallique liquide, l'ensemble doit comporter plusieurs dispositifs auxiliaires séparés, le dispositif à sodium-potassium, le dispositif à hélium et le dispositif de refroidissement du hall de la pile. Le dispositif à sodium-potassium maintient la température de la solution uranium-bismuth et celle du circuit de sodium dans des limites choisies, de façon à éviter la solidification des métaux et, en cas de nécessité, à assurer le refroidissement de l'uranium-bismuth; on a choisi ce dispositif à sodium-potassium par préférence, car c'est un moyen peu coûteux et pratique de maintenir dans les limites assignées la température des circuits de métaux liquides. Au demeurant, l'industrie chimique utilise depuis longtemps à des fins similaires des tuyaux chemisés tout à fait analogues à ceux qu'utilise notre pile LMFR pour ses circuits à métal liquide. Le dispositif à hélium est conçu de manière à mettre sous pression les circuits à uranium-bismuth, à sodium et à sodium-potassium, et à assurer le réchauffage du cœur de la pile chaque fois qu'on le recharge. Le dispositif de refroidissement utilise l'air en circuit fermé; il doit éliminer suffisamment de chaleur des murs du hall de la pile pour empêcher la déshydratation du béton qui provoquerait une diminution du pouvoir protecteur de ce dernier. L'air circule entre le revêtement d'acier et les murs de béton et est refroidi à l'extérieur par de l'eau pulvérisée. Faire circuler l'air en circuit fermé permet d'éviter le risque d'envoyer de l'air radioactif dans l'atmosphère. Le revêtement d'acier sert aussi à protéger les murs de béton contre une contamination par l'uranium-bismuth en cas de fuite. Au cas où cela se produirait, d'ailleurs, il serait relativement facile de décontaminer le revêtement d'acier ou de l'enlever.

BILAN DES NEUTRONS

Le tableau 1 montre la répartition finale des neutrons produits par fission de l'uranium-233. Étant donné les faibles sections efficaces de capture du bismuth et du graphite, les pertes en neutrons dues à ces éléments sont minimes. Grâce à l'élimination continue des produits de fission par les traitements décrits ci-après, les pertes en neutrons sont également faibles. Aussi est-il possible d'obtenir un taux de régénération de 1,05, bien qu'avec les neutrons thermiques, la valeur de η soit seulement de 2,31 neutrons produits pour chaque neutron absorbé par l'uranium-233. Ce gain de régénération positif est d'une importance considérable pour la marche de la pile LMFR dont le fonctionnement peut être assuré indépendamment de toute usine de séparation d'isotopes, à condition qu'il lui soit fourni suffisamment d'uranium-235 pour produire une charge d'uranium-233 à partir de la couche de récupération. La seule matière première nécessaire étant le thorium, les dépenses de combustible sont faibles.

TRAITEMENTS DU COMBUSTIBLE

Le gain de régénération qui ressort du tableau 1 ne peut être obtenu que si la concentration des produits de fission qui empoisonnent la pile conserve une valeur faible, et cela, grâce à un traitement rapide. L'un des avantages des piles à combustible liquide est qu'un tel combustible peut circuler et être traité soit d'une façon continue, soit par petits prélèvements; ainsi, la pile peut fonctionner sans

Tableau I

Bilan des neutrons dans la pile LMFR (pile à combustible métallique liquide)

	Neutrons produits pour chaque neutron capturé dans l'uranium-233 du noyau
Noyau :	
Neutrons absorbés par l'uranium-233 . .	1,00
Neutrons produits par fission, η	2,31
Neutrons absorbés par : Bi. . . 0,09	
C. . . 0,03	
Produits de fission 0,05	
Pertes par capture : . . . . a = 0,17	
Absorption totale dans le noyau $1 + a$ =	1,17
Neutrons pénétrant dans la couche de récupération. . . . $l = \eta - 1 - a$ =	1,14
Enveloppe :	
Neutrons absorbés par le Th	1,12
Neutrons absorbés par : Bi . . 0,04	
C. . . 0,02	
Fe. . . 0,02	
Pertes par capture	0,08
Neutrons absorbés par le protactinium-233	0,01
Neutrons absorbés par l'uranium-233 .	0,06
Absorption totale dans la couche de récupération	1,27
Neutrons produits par fission . . . . . $0,06 \times 2,31$ =	0,13

Taux de régénération, $g = 1,12 - 0,01 - 0,06 = 1,05$ atomes d'uranium-233 produits pour chaque atome d'uranium-233 détruit.

arrêt et l'on économise l'équipement coûteux nécessaire pour changer les barres d'uranium et remplacer ainsi par du combustible frais celui qui a été consommé. Le dispositif de traitement fait ici partie intégrante de la pile.

Le combustible est traité de trois manières différentes. Les produits de fission volatiles sont éliminés du circuit actif principal d'une manière continue, ce que l'on obtient en faisant passer le combustible dans une chambre à dépression où une « fontaine » permet l'élimination du xénon et des autres produits de fission volatiles. Les vapeurs de bismuth et de polonium sont liquéfiées dans un condenseur refroidi à l'eau. Si l'on a besoin du polonium, on peut le séparer du bismuth par distillation; sinon, on peut le refondre et le renvoyer au circuit actif. Les produits de fission sont absorbés par du charbon activé et peuvent être utilisés comme source de rayonnements. Autre possibilité : le gaz rejeté est réutilisé, ou bien l'on attend que sa radioactivité ait suffisamment décru pour qu'il puisse être envoyé dans l'atmosphère.

Les produits de fission non volatiles se divisent en deux groupes. Le premier comprend le strontium, le lérium et les terres rares qui constituent les poisons les plus nocifs pour la pile. Ils peuvent être éliminés par absorption dans un sel fondu [5]. Afin de maintenir leur effet nocif au-dessous de 1 pour cent, ils doivent subir un traitement continu qui réduise leur proportion à moins de 15 ppm. Un faible courant de combustible, d'environ 0,5 gallon par minute (2 litres par minute), est détourné de la pile, comme le montre la figure 5, et circule à travers une colonne à contre-courant où le courant de sel fondu, formé du mélange eutectique NaCl, KCl et $MgCl_2$, réduit la concentration des produits de fission à quelque 5 ppm.

La majeure partie de l'uranium reste dans le combustible liquide, mais une faible quantité passe dans le sel. Cet uranium est éliminé du liquide salé dans la colonne supérieure, où un faible courant de bismuth, contenant du magnésium, réduit l'uranium qui passe du sel dans le bismuth. Ce courant de bismuth descend à la colonne inférieure, où l'uranium, oxydé par le $BiCl_3$, repasse. D'autre part, pour remplacer l'uranium qui a été consommé dans la pile, le courant salé apporte du UCl_3 dans la colonne de traitement.

Il doit circuler environ 1,5 gallon par minute (5,5 litres par minute) de liquide salé, et le courant de lavage au bismuth a un débit d'environ 1,5 gallon par heure (5,5 litres par heure). L'équipement nécessaire est, on le voit, de faibles dimensions, les colonnes ayant un diamètre d'environ 2 à 3 pouces (5 à 6 cm) et ne dépassant pas 3 pieds de hauteur (92 cm).

Le second groupe comprend les produits de fission non volatils, qui ne peuvent être séparés de l'uranium par le traitement décrit ci-dessus. Ces produits ont, en moyenne, une section efficace beaucoup plus petite que celle des précédents

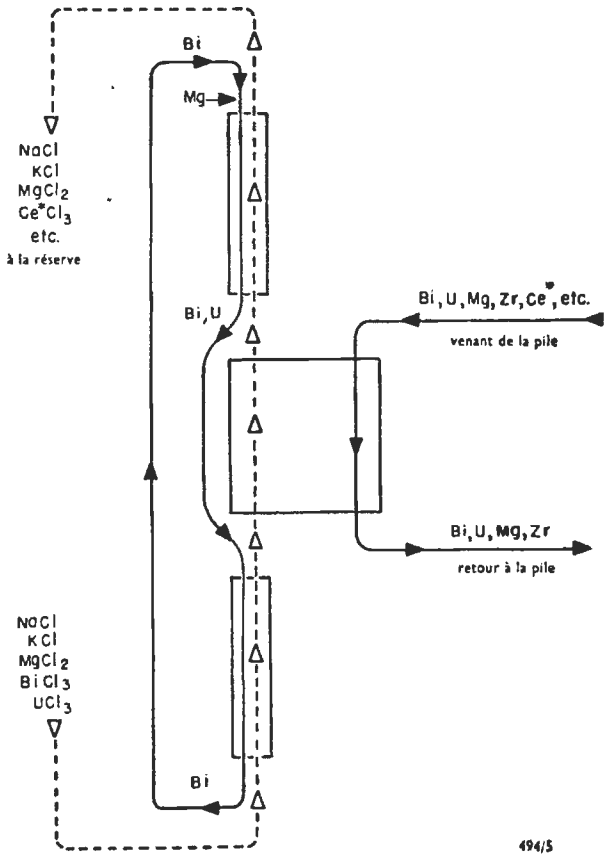


Figure 5. — Traitement du combustible.

et leur effet nocif croît beaucoup plus lentement. Aussi peut-on les traiter environ 20 fois plus lentement que les produits de fission solubles dans le sel. A cet effet, on utilise un processus de nature intermittente, dans lequel ces éléments sont éliminés du bismuth avec l'uranium, puis séparés par un court traitement. Ce traitement permet également d'éliminer tout produit de corrosion qui pourrait, s'il s'accumulait, produire à la longue un léger effet d'empoisonnement.

La couche de récupération est formée de Th_3Bi_5 en suspension dans du bismuth liquide [6]. Si la concentration de l'uranium formé dans la couche de récupération est maintenue au-dessous de 100 ppm, la puissance produite par fission y est inférieure à 10 pour cent de la puissance totale. La concentration peut être maintenue à cette valeur si le fluide de la couche de récupération est traité à raison de 20 tonnes (18 000 kg) par jour. Les étapes successives du traitement sont indiquées à la figure 6. Un courant d'environ 20 gallons par heure (75 litres par heure) de bismuth contenant 10 pour cent de thorium sous forme de Th_3Bi_5 est détourné du circuit de refroidissement de la couche de récupération. Il est d'abord dilué avec une quantité égale de bismuth pur et chaud. Afin de faire passer l'uranium-233 et le protactinium en solution sans dissoudre complètement les particules de Th_3Bi_5, on fait décrire à ce mélange dilué un cycle thermique

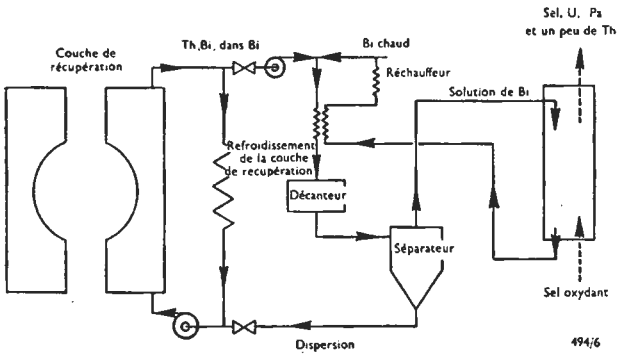


Figure 6. — Traitement du fluide de la couche de récupération.

entre 850 et 350 °C. Durant ce traitement, 60 pour cent des matières solides passent dans la solution et se reforment en partie en cristallites non dissous, ce qui fait qu'environ 30 pour cent de l'uranium-233 et du protactinium restent en solution dans le bismuth. Le mélange va dans un séparateur de phase qui rassemble toutes les particules de Th_3Bi_5 dans le courant qui retourne à la pile. L'autre liquide contient en solution 50 ppm de thorium et 30 ppm d'uranium-233 et de protactinium extraits du bismuth. Ce dernier est purifié et mélangé à nouveau au liquide à traiter. Le protactinium qu'on laisse se désintégrer se transforme en uranium-233 et peut être utilisé comme combustible nucléaire. Ici encore, les quantités traitées et les dimensions de l'appareillage sont petites. Pour une puissance de 500 MW fournie par le cœur, on recueille par jour environ 550 g d'uranium-233 et de protactinium.

Une étude plus complète des traitements chimiques a été publiée antérieurement [5] et certains détails complémentaires se trouvent dans le rapport de Dwyer, Teitel et Wiswall, soumis à la présente Conférence et portant comme titre : « *Dispositifs de traitement à haute température des combustibles métalliques liquides et des couches de récupération* »*.

CINÉTIQUE DE LA PILE

Les piles à combustible liquide dont les combustibles se dilatent sous l'action de la chaleur possèdent de grands coefficients de température négatifs. Aussi la pile est-elle très stable et s'ajuste-t-elle rapidement aux variations de réactivité et de puissance. Si l'on augmente la réactivité du cœur, en ajoutant de l'uranium au bismuth, la température moyenne du cœur s'élève jusqu'à une nouvelle température fixe correspondant à la nouvelle puissance. Par exemple, si l'on ajoute brusquement au combustible une quantité d'uranium-233 suffisante pour augmenter la concentration de 2,75 pour cent et la réactivité de 1,5 pour cent, la température de la pile se stabilisera avec une augmentation moyenne de 55 °C.

La concentration de combustible détermine donc la température moyenne d'équilibre, tandis que les températures d'admission et de sortie s'ajustent d'elles-mêmes pour fournir la puissance exigée. Un accroissement brusque de consommation d'énergie provoque une diminution de la température à l'admission et une égale augmentation de la température de sortie, de sorte que la moyenne reste ainsi inchangée.

CONDUITE DE L'INSTALLATION

Pour obtenir le meilleur rendement, la centrale nucléaire doit être considérée comme centrale de base, fonctionnant à pleine charge. Néanmoins, le plan de l'usine en question a été établi de telle manière qu'elle puisse aussi bien travailler à ce maximum qu'avec des charges inférieures, allant jusqu'a 10 pour cent du maximum. La réaction de l'équipement, lors des variations de consommation d'énergie, est équivalente à celle d'une centrale classique. En fait, la pile est même capable de réagir un peu plus rapidement que l'équipement classique. Quant à la conduite d'une usine nucléaire du type envisagé, elle peut être soit complètement automatique, soit assurée par un tableau de commande manuel à distance, analogue à ceux qui sont utilisés dans les centrales électriques classiques.

La puissance calorifique fournie par la pile à combustible liquide est déterminée par l'élévation de température et la vitesse d'écoulement du combustible qui y circule. La concentration du combustible en uranium-233 détermine la température moyenne ainsi que les températures d'admission et de sortie correspondant à la puissance à fournir. Par conséquent, la concentration de l'uranium-233 doit être suffisante pour fournir une puissance thermique permettant d'assurer au combustible une température minimum à son retour. Cette température doit être d'au moins 370 °C pour éviter la précipitation de l'uranium et l'éventuelle solidification du bismuth. En même temps, les conditions de fonctionnement du turbo-alternateur de 210 MW choisi doivent être satisfaites. En d'autres termes, la concentration en uranium-233 est calculée de façon à assurer à la pile une température moyenne de 475 °C. Dans ces conditions, pour un débit donné de combustible, les températures de sortie et de retour à la pile sont déterminées pour toutes les puissances exigées de 0 à 100 pour cent. (En fait, à cause de la chaleur dégagée par la désintégration des produits de fission, un arrêt brusque ne fait baisser la puissance que de 10 pour cent environ, après quoi la valeur de la puissance diminue plus lentement. Par conséquent, il faut pouvoir refroidir la pile à tout instant.)

Ces caractéristiques de température en fonction de la puissance demandée fournissent le moyen d'assurer l'autorégulation de la pile, quelle que soit

* Mémoire P/550, Actes de la présente Conférence, volume IX, séance 22 B.

la puissance demandée. En d'autres termes, une diminution de la demande de puissance réduit le débit de vapeur et, de ce fait, la quantité de chaleur absorbée par le circuit à sodium, ce qui, à son tour, réduit la quantité de chaleur fournie par le circuit actif. Cette diminution a pour effet de diminuer l'écart des températures de sortie et de retour, la température moyenne demeurant à 475 °C.

Les commandes de marche de la pile LMFR sont relativement simples. Comme pour n'importe quelle centrale électrique, il est possible de recourir à différents dispositifs, tous satisfaisants. Le dispositif choisi dépendra des besoins spécifiques et, parfois aussi, des préférences du personnel affecté à la marche de l'usine. Le système choisi en l'occurrence, représenté à la figure 3, assure une souplesse absolue de marche, une température minimum du métal du surchauffeur à haute pression et un haut rendement thermique pour toutes les puissances demandées.

La conduite de l'installation est assurée de la manière suivante :

1. La température de la vapeur est maintenue constante par le courant d'eau d'alimentation, au moyen d'une vanne de réglage de l'alimentation ou par des pompes à vitesse variable. Les éléments permettant le réglage sont :

a) Température de la vapeur — pour réglage final;

b) Débit de vapeur (représentant la charge) — élément prédéterminant.

2. La vapeur est maintenue à pression constante par l'absorption de chaleur dans les générateurs de vapeur; cette pression est réglée par le débit de chaleur fourni par le sodium traversant des générateurs. Les éléments permettant le réglage sont :

a) Pression de vapeur — réglage final;

b) Débit de vapeur — élément prédéterminant;

c) Produit du débit de sodium par la différence de température — représentant le débit de chaleur et jouant le rôle d'élément de stabilisation.

3. Il y a autorégulation du dégagement de chaleur selon le processus décrit ci-dessus.

Bien que différentes, les commandes de sécurité sont analogues à celles des centrales classiques. Elles fonctionnent de la manière suivante :

1. Une défectuosité des pompes d'alimentation de la chaudière ouvre la vanne de réglage de la dérivation du circuit de sodium. Les pompes de circulation du combustible et du sodium restent en service, mais tournent à vide. La pile cherchera à conserver son niveau thermique de 475 °C.

2. Une défectuosité des pompes à sodium se traduit par une baisse automatique de puissance due à une diminution de la quantité de vapeur formée. Le courant d'eau d'alimentation est automatiquement arrêté par le mécanisme de commande de la température de la vapeur.

3. Les limites de température du réacteur réduisent la puissance comme suit :

a) Une température de 595 °C à la sortie du combustible ouvre la vanne de réglage de la dérivation du circuit de sodium;

b) Une température de 370 °C au retour du combustible ouvre la vanne de réglage de la dérivation du circuit de sodium;

c) Une différence de température du combustible de 167 °C ouvre la vanne de réglage de la dérivation du circuit de sodium.

4. Si l'équipement de sécurité décrit ci-dessus ne fonctionne pas normalement ou si la chaleur résiduelle de la pile est excessive, le combustible est vidangé dans des réservoirs par manœuvre manuelle à distance de la vanne de décharge. Les réservoirs sont munis d'un appareil extérieur permettant à la fois le chauffage ou le refroidissement, de façon à maintenir la température du combustible dans les limites prescrites.

BILAN ÉCONOMIQUE

Bien qu'on n'ait pas établi d'estimation détaillée du coût de cette centrale, une première évaluation de ce projet de pile à combustible métallique liquide, et d'autres similaires, permet de chiffrer le capital d'investissement nécessaire à environ 50 millions de dollars. On peut prévoir que les frais de fonctionnement et d'entretien se situeront aux environs d'un million de dollars par an. La pile étant autorégénératrice, le prix du combustible est négligeable. En son lieu et place, il faut inscrire en compte le coût des traitements chimiques pour le liquide actif et la couche de récupération, estimé à 2 millions de dollars par an. En prenant pour base un intérêt annuel de 16 pour cent du capital investi et un facteur d'utilisation de 0,8, le kilowattheure reviendrait à 7,8 millièmes de dollar. Bien qu'il y ait diverses manières d'évaluer les dépenses grevant le capital d'investissement d'une telle centrale, les prévisions ci-dessus sont plutôt larges, si l'on tient compte du fait qu'après expérience, la marche des usines de traitement chimique ne requerra qu'un personnel peu nombreux, ce qui réduira sensiblement les frais. Cependant, il est très douteux que l'on puisse établir des estimations plus précises avant qu'une centrale de ce type soit effectivement construite.

ÉTAT DES TRAVAUX

Le présent état d'avancement des travaux concernant cette centrale est le suivant : les problèmes fondamentaux de chimie et de métallurgie ont été résolus pour la plupart. On a fait fonctionner de nombreux circuits de petites dimensions non soumis à des flux de neutrons. A l'heure actuelle, un circuit de traitement chimique est soumis, dans la pile de Brookhaven, à un flux de 10^{10} neutrons/cm^2/s. On a commencé la construction de pompes, d'échan-

geurs de chaleur et de colonnes de traitement chimique. Des expériences exponentielles portant sur des assemblages d'uranium, de bismuth et de graphite commenceront au cours de l'année 1956. On se propose, en outre, de procéder avec des éléments de grande dimension à des essais assez rapides pour qu'à fin 1957 ou en 1958, on puisse entreprendre la construction d'une pile expérimentale ou d'un prototype. S'il s'avérait souhaitable de mettre en activité une pile de ce type consommatrice d'uranium-235 sans régénération, il serait possible d'obtenir, à cette époque, des puissances de 10 à 50 MW, ce qui présenterait un intérêt certain. Nous pensons, néanmoins, que pour mettre sur pied de grandes centrales, telles que celle que nous avons décrite, avec un taux de régénération voisin de 1, il faudra laisser s'écouler plusieurs années à dater de la mise en marche de la pile expérimentale, c'est-à-dire que ces centrales ne fonctionneront qu'après 1960. De toute façon, à ce jour, nous n'avons rencontré aucune difficulté fondamentale qui fasse obstacle à la mise en service éventuelle de cette pile et qui soit de nature à compromettre l'excellent rendement thermodynamique, la rentabilité et la sécurité de fonctionnement que l'on peut attendre d'une pile à combustible liquide métallique soumis à un processus continu de traitement.

BIBLIOGRAPHIE

1. Briggs R. B. et Swartout J. A., *Piles homogènes à solution aqueuse pour la production d'énergie.* Voir mémoire P/496, Actes de la présente Conférence, vol. III, séance 12 A.
2. Williams C. et Miles F. T., *Liquid-Metal-Fuel Reactor Systems for Power*, Chemical Engineering Progress Symposium Series, 1954, vol. 50, n° 11 : 245-252; et également Nucleonics, 1954, vol 12, n° 7 : 11-13.
3. Weeks J. *et al.*, *Problèmes de corrosion posés par le combustible bismuth-uranium.* Voir mémoire P/118, Actes de la présente Conférence, vol. IX, séance 19 B.3; et également Chemical Engineering Progress Symposium Series, 1954, vol. 50, n° 12 : 23-27; Nucleonics, 1954, vol. 12, n° 7 : 40-42.
4. Raseman C. J. et Weisman J., *Liquid-Metal-Fuel Reactor Processing Loops*, Chemical Engineering Progress Symposium Series, 1954, vol. 50, n° 12 : 153-172; et également Nucleonics, 1954, vol. 12, n° 7 : 20-25 ; Brookhaven National Laboratory report No. BNL 282 (juin 1954).
5. Bareis D. W., Wiswall R. H., Jr. et Winsche W. E., *Processing of Liquid Bismuth Alloys by Fused Salts*, Chemical Engineering Progress Symposium Series, 1954, vol. 50, n° 12 : 228-237; et également Nucleonics, 1954, vol. 12, N° 7 : 16-19.
6. Teitel R. J., Gurinsky D. H. et Bryner J. S., *Liquid-Metal-Fuels and Liquid-Metal Breeder Blankets*, Chemical Engineering Progress Symposium Series, 1954, vol. 50, n° 13 : 11-13; et également Nucleonics, 1954, vol. 12, n° 7 : 14-15.

Projet de pile autorégénératrice à neutrons rapides

par A. Amorosi *, A. P. Donnell * et H. A. Wagner **

Un avant-projet détaillé de pile autorégénératrice à neutrons rapides de 100 000 kW (électrique) a été établi par Atomic Power Development Associates, Inc. Un groupe de compagnies privées comprenant quelques-unes des compagnies membres de l'APDA, Inc. (voir annexe, tableau 1) a soumis ce projet à la Commission de l'Énergie atomique (AEC) des États-Unis d'Amérique dans le cadre du programme de l'AEC pour l'étude des piles. Ce projet décrit une centrale électronucléaire, dont ces compagnies se proposent d'élaborer dès maintenant les plans, qu'elles ont l'intention de construire avec des fonds privés, puis d'exploiter pour leur propre compte après achèvement. Ce rapport contient un bref exposé des principes et des motifs qui ont fait choisir la pile autorégénératrice à neutrons rapides, jugée la plus intéressante pour la production industrielle d'énergie atomique, ainsi qu'une description générale du plan de cette pile.

APDA, INC.

Atomic Power Development Associates, Inc., groupe vingt-cinq sociétés productrices d'énergie électrique, quatre entreprises de construction et quatre bureaux d'études (voir annexe, tableau 2). C'est une association à but non lucratif, qui vise à appliquer la science et l'expérience de ses membres et de ses associés au développement de l'énergie atomique qu'elle estime être un moyen rentable de production d'énergie. Ce groupe a son origine dans une proposition, faite fin 1950, par The Dow Chemical Company et The Detroit Edison Company à l'Atomic Energy Commission des États-Unis d'Amérique. Cette proposition visait à accorder à l'industrie privée l'autorisation d'étudier les moyens matériels permettant d'utiliser la chaleur d'origine nucléaire comme source d'énergie des centrales électriques.

En mars 1951, Dow et Detroit Edison ont signé un accord avec AEC, pour entreprendre une étude sur la possibilité pratique d'utiliser l'énergie nucléaire à des fins industrielles et, en premier lieu, d'examiner s'il était matériellement possible d'une part, rentable d'autre part, de construire une pile de caractère industriel, pour produire de l'énergie et des substances fissiles comme sous-produits.

RÉSULTATS DE L'ÉTUDE PRÉLIMINAIRE

Le rapport contenant les résultats de la première partie de l'étude, présentée en décembre 1951, concluait à la possibilité d'utiliser la chaleur d'origine nucléaire à des fins industrielles et à la production de vapeur pour des centrales électriques. Il donne un aperçu des objectifs et des caractéristiques considérés comme essentiels pour la réussite d'un projet de génératrice industrielle. En particulier :

1. La pile doit utiliser un combustible peu coûteux; elle doit être autorégénératrice, et convertir elle-même le thorium ou l'uranium appauvri en substance fissile, utilisée ensuite comme combustible. Le choix s'est fixé sur la pile à neutrons rapides parce qu'elle donne un plus grand excès de neutrons. (Dans cette discussion, la pile autorégénératrice est définie comme une machine produisant plus de matière fissile qu'elle n'en brûle, qu'il s'agisse ou non de la même substance.)

2. La pile doit fonctionner à haute température pour que le rendement dans la production d'énergie soit élevé.

3. La pile elle-même doit n'exiger qu'une zone d'interdiction assez réduite, pour qu'on puisse la situer près du lieu de consommation.

4. La pile doit être conçue de façon à faire partie d'un ensemble d'extraction de type métallurgique et rendre possible une séparation rapide et peu coûteuse des matières fissiles et des produits de fission.

5. La pile doit utiliser un combustible facile à y enfourner. Il semble que la pile la plus sûre et la moins coûteuse serait celle qui utiliserait un combustible mobile ou fluide.

6. La pile doit être autorégulatrice par sa nature même. Il est essentiel que le plan prévoie l'arrêt automatique de la pile avant qu'un incident ne devienne sérieux.

CHOIX DE LA PILE

On a pensé que les conditions précédentes seraient remplies au mieux avec une pile autorégénératrice à neutrons rapides et à refroidissement par métal

---

Original : anglais.

* Atomic Power Development Associates, Inc., 2000, Second Avenue, Detroit 26, Michigan.

** The Detroit Edison Company.

liquide. Dow et Detroit Edison ont proposé que leur effort de recherche et de mise au point soit conjugué avec celui de l'USAEC pour déterminer les conditions pratiques de réalisation d'une telle pile et examiner si elle est ou non rentable. La proposition fut adoptée, en son principe, par l'AEC, en avril 1952.

Depuis lors, des études plus approfondies ont été entreprises à partir du projet préliminaire, comprenant un effort important de recherche et de mise au point. Jusqu'à cette année, 4 millions de dollars de fonds privés ont été dépensés environ. Cette année, 3 815 000 dollars environ ont été affectés aux travaux de recherche et de mise au point. Le résultat de cet effort est le projet de construction et de fonctionnement d'une pile autorégénératrice à neutrons rapides mentionné ci-dessus.

CARACTÉRISTIQUES GÉNÉRALES DES PILES A NEUTRONS RAPIDES

Les caractéristiques des piles à neutrons rapides utilisant le sodium comme réfrigérant sont les suivantes :

a) Telle qu'elle est définie dans d'autres mémoires, la pile à neutrons rapides utilise des neutrons d'énergie supérieure à 0,1 MeV. Elle n'a pas de ralentisseur. A cause des sections efficaces relatives de l'uranium-238 et de l'uranium-235 à cette énergie, elle doit fonctionner avec un combustible partiellement enrichi. Le cœur de cette pile se compose essentiellement d'uranium et de réfrigérant; de ce fait, il est petit.

b) Les variations de réactivité sont principalement provoquées par les variations de l'importance des fuites de neutrons accompagnant la dilatation du cœur, particulièrement celle du combustible. La pile ne s'adapte qu'à de très petites variations de réactivité, en fonctionnement normal. L'accumulation de produits de fission a un effet négligeable sur la réactivité.

c) Le temps de vie des neutrons instantanés est court, de l'ordre de 10^{-7} seconde. Cependant, à cause de la faible réactivité tolérée, la pile peut toujours fonctionner avec la fraction de neutrons retardés. De tous les combustibles possibles, celui qui a la plus grande fraction de neutrons retardés est l'uranium-235, de telle sorte qu'on évite les périodes extrêmement courtes, si l'uranium-235 est utilisé comme combustible.

d) On obtient de hautes valeurs de η_i et de ε (fission rapide de l'uranium-238), par suite, un taux satisfaisant de conversion, même avec une alimentation en uranium-235.

e) La faible absorption des neutrons par la plupart des corps permet l'emploi, jusqu'à 20 pour cent en volume, d'une grande variété de matériaux de structure, sans perte sérieuse dans l'efficacité des neutrons. Pour la même raison, l'accumulation des produits de fission n'est pas gênante du point de vue du bilan des neutrons (de telle sorte que l'on peut tolérer des taux de combustion élevés).

f) A cause de ses petites dimensions et de la haute densité de puissance, le combustible doit être finement divisé afin d'y limiter le gradient de température. Il en résulte que les passages ménagés pour le réfrigérant sont petits, environ $^1/_8$ de pouce (3,2 mm) de diamètre. Par leur croissance et leur dépôt, les grains peuvent boucher ces passages. L'obstruction due au transport de masse ne paraît pas poser de problème, puisque le métal dissous semble se déposer de préférence sur des surfaces froides et non sur des surfaces chaudes, mais on doit empêcher soigneusement toute accumulation de particules dans les passages étroits.

A certains égards, les petites dimensions de la pile semblent apporter une aide et ne pas poser de problème. Avec une vitesse raisonnable du réfrigérant de 30 pieds par seconde (9 m/s) et ΔT égal à 300 °F (167 °C), une pile de 3 pieds (91 cm) de diamètre donnera 500 MW de puissance calorifique, ce qui constitue une production d'énergie convenable. Elle aura aussi environ 3 pieds (91 cm) de longueur. Une plus grande longueur compliquerait le problème du transport de chaleur. Cette petite dimension simplifie beaucoup l'étude de la structure et le problème du défournement.

g) L'utilisation du sodium comme réfrigérant permet un fonctionnement à haute température tout en évitant les hautes pressions, et rend possible un cycle de vapeur d'assez haut rendement.

h) Beaucoup de matériaux de structure résistent à la corrosion par le sodium. L'acier à faible teneur en carbone, l'acier ou chrome, l'acier inoxydable, le nickel et l'inconel résistent tous à la corrosion, à la température qui nous intéresse, pourvu que la teneur en oxygène reste faible. On peut donc espérer que l'appareillage du système ne sera pas très coûteux.

i) A beaucoup d'égards, le problème le plus important, dans une pile à neutrons rapides, est constitué par les dépenses de traitement du combustible. Un exemple illustrera le problème. Dans une pile thermique, la cartouche de combustible ne contient peut-être qu'un ou deux pour cent de substance fissile et le taux de conversion est supérieur à 0,7. Il est permis de dire que si l'on obtient un taux de combustion de 1 pour cent, une grande partie du combustible initial sera consommée avant le recyclage. Dans le cas d'une pile à neutrons rapides, la cartouche contient environ 25 pour cent de matière fissile et le taux de conversion interne est inférieur à 0,5. Si le taux de combustion atteint 2 pour cent, le pourcentage du combustible consommé avant recyclage s'élève seulement à 8 pour cent. Ainsi, puisqu'un atome de combustible peut être recyclé 12 fois avant d'être brûlé, on doit tenir compte de dépenses élevées du fait de l'importance de la quantité de combustible et des pertes qui résultent de sa remise à neuf. Cependant, cet inconvénient comporte certaines compensations : c'est ainsi qu'on peut laisser les produits de fission

s'accumuler jusqu'à de fortes concentrations, sans affecter sérieusement l'absorption des neutrons, et tolérer ainsi des taux de combustion élevés et des remises à neuf grossières. Les conditions requises ici sont moins rigoureuses, puisque la résistance à la corrosion de l'uranium dans le sodium permet l'emploi d'un gainage moins parfait que celui qui est nécessaire dans une pile refroidie à l'eau.

Ces facteurs contribuent à rendre possible l'utilisation des méthodes simples de remise à neuf et de refonte. On peut envisager d'utiliser un traitement pyro-métallurgique, consistant en une simple opération de fonderie pendant laquelle on retire du creuset l'oxyde formé en scories. On espère que ce traitement éliminera environ 80 pour cent des produits de fission. Il sera suivi d'un façonnage simple en laboratoire actif. On pense que, dans un avenir encore lointain, ces piles fonctionneront avec un combustible mobile; nous discuterons plus loin de cette éventualité.

j) Comme on l'a établi précédemment, la pile a un taux médiocre de conversion interne. Pour éviter d'avoir à faire face à de grandes variations de réactivité, certaines parties du cœur devraient être fréquemment remplacées, une fois toutes les deux ou quatre semaines environ, bien que le temps de vie moyen du cœur soit de 3 à 6 mois environ.

PILE A NEUTRONS RAPIDES DE L'APDA, INC.

Après ces remarques générales sur les piles à neutrons rapides, nous allons décrire le modèle réalisé par APDA, afin d'illustrer quelques-unes des caractéristiques des piles à neutrons rapides et des problèmes d'élaboration qui s'y rapportent. Le tableau 3 de l'annexe indique les caractéristiques de cette pile.

La pile est conçue pour fonctionner avec une alimentation en uranium-235, mais non en plutonium, et cela pour des raisons dictées 1) par la sécurité, 2) par la possibilité d'obtenir les matières nécessaires, 3) par l'absence de données physiques et techniques relatives au plutonium. On espère que l'observation du fonctionnement de cette installation et les résultats obtenus avec la pile EBR de l'Argonne National Laboratory permettront de construire une pile autorégénératrice de grandes dimensions, fonctionnant au plutonium. La pile décrite ici produira environ 300 MW de puissance calorifique, avec une production électrique brute de 100 MW. Elle aura environ 3 pieds (91 cm) de diamètre et 3 pieds (91 cm) de hauteur; elle sera entourée par une couche de récupération de 2 pieds (61 cm) d'uranium appauvri. La figure 1 donne une vue perspective de cette pile.

PLANS DU MILIEU ACTIF

Le cœur de la pile (fig. 2) est formé par assemblage de plaques d'alliage d'uranium partiellement enrichi. Le plutonium y est produit ainsi que dans une couche de récupération constituée par des barreaux d'uranium appauvri. Réglage et compensation sont assurés par l'introduction de barres contenant du bore, élément qui joue le rôle de « poison ». Le cœur se compose de nombreuses cartouches contenant des plaques actives, de section carrée, groupées de manière à former approximativement un cylindre droit. Ces cartouches contiennent les plaques de combustible et les éléments de la couche de récupération voisins de l'axe (fig. 3). Les cartouches périphériques ont les mêmes dimensions que les cartouches du cœur. Elles contiennent des barreaux cylindriques d'uranium appauvri (fig. 4). Le cœur et la couche de récupération sont tous deux refroidis par du sodium, qui, sous l'action d'une pompe, arrive dans le fond de la cuve de la pile, puis se dirigeant vers le haut, circule dans le cœur et la couche de récupération et ressort près du sommet de la cuve. En utilisant un circuit ascendant à travers le cœur, la chaleur de désintégration peut être évacuée par circulation naturelle.

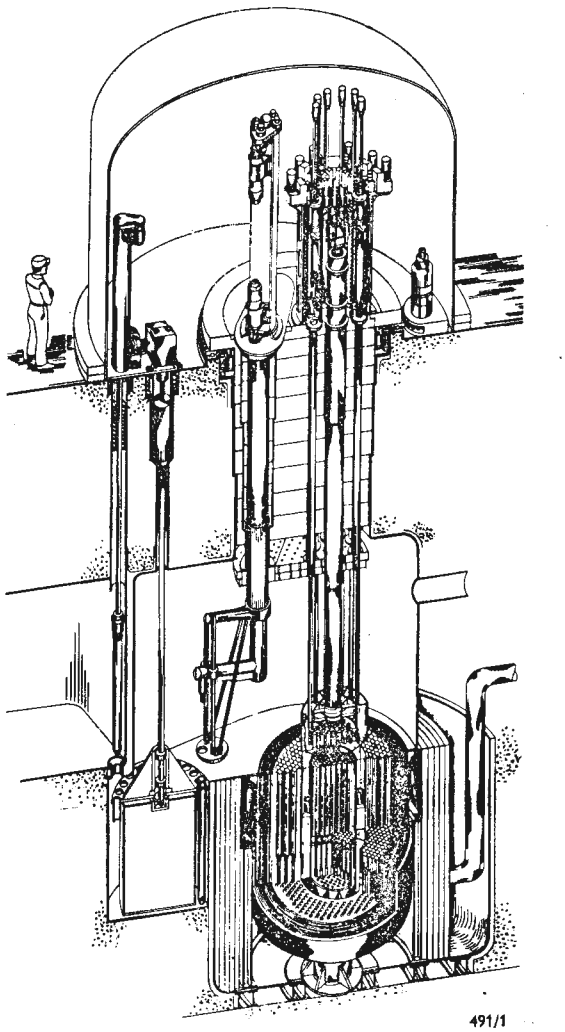


Figure 1. — Vue perspective de la pile.

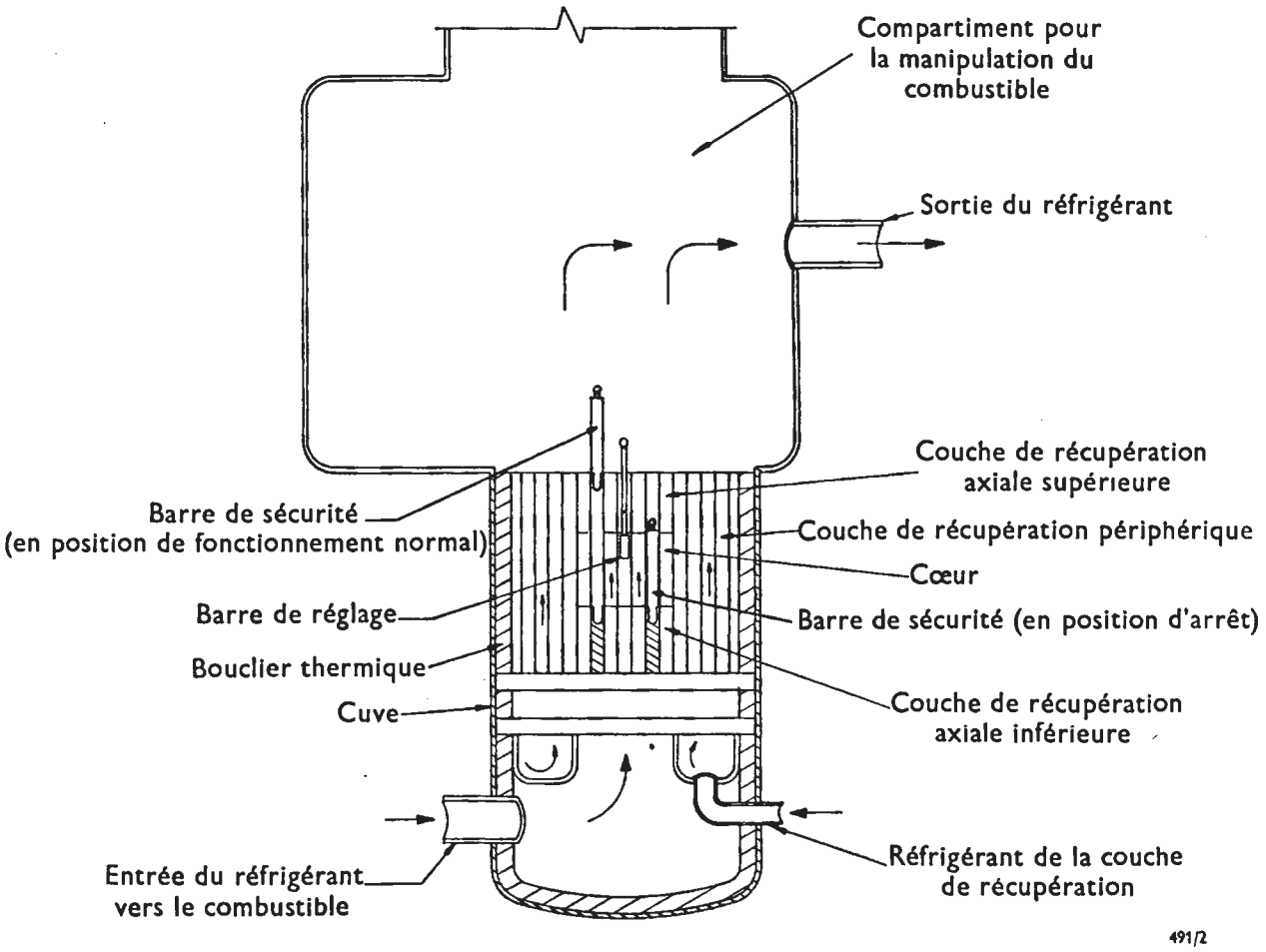


Figure 2. — Schéma général de la pile (coupe).

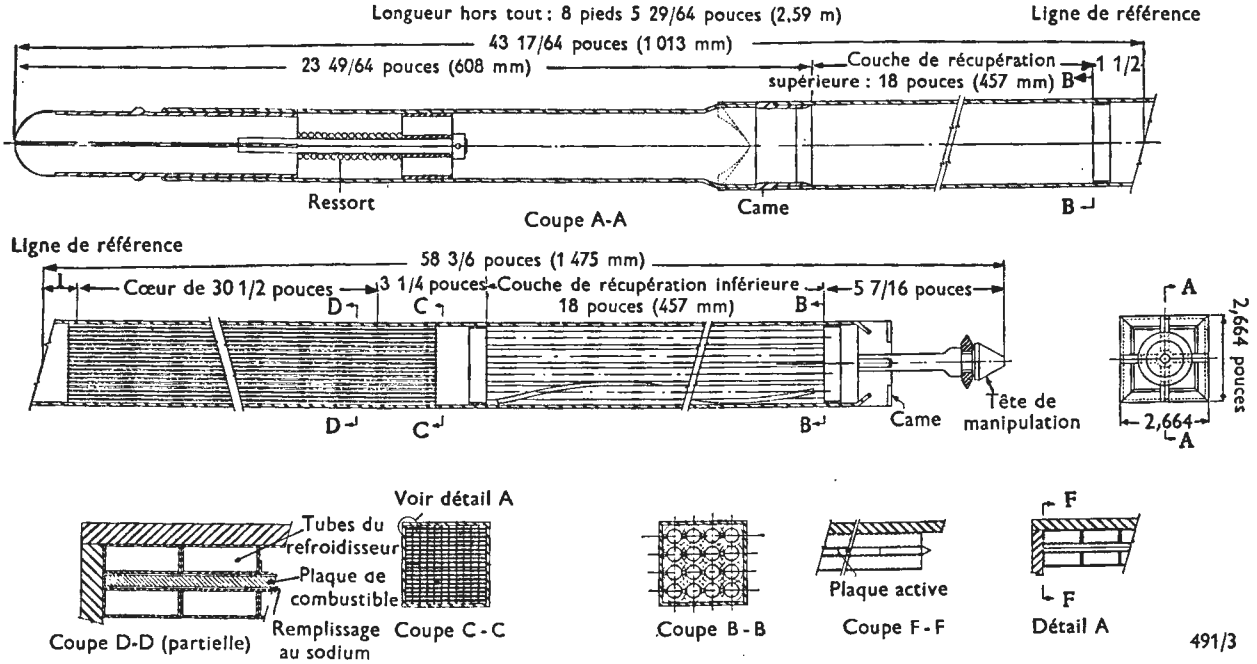


Figure 3. — Cartouche groupant les plaques actives planes.

N. B. — La disposition de cette figure n'a pas permis d'indiquer les équivalences de toutes les mesures en unités métriques.

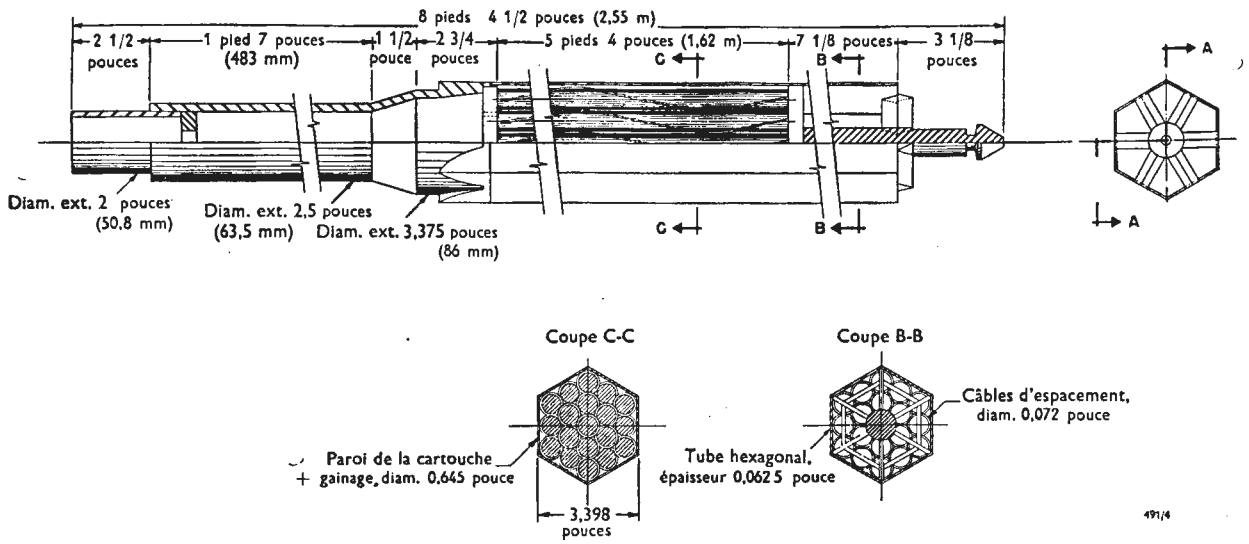


Figure 4. — Cartouche de la couche de récupération latérale.

N. B. — La disposition de cette figure n'a pas permis d'indiquer les équivalences de toutes les mesures en unités métriques.

DISPOSITIFS DE RÉGLAGE

La compensation est assurée par une barre de réglage au bore, placée au centre de la pile. La réactivité que commande cette barre est très faible; il en résulte que la perte en neutrons est très petite. On a choisi un dispositif d'empoisonnement mobile plutôt que du combustible mobile, parce que les exigences en moyens de refroidissement sont bien moindres, et parce qu'on peut ainsi rester maître, par unité de volume, d'une quantité de réactivité beaucoup plus grande. La barre de réglage est, par suite, plus légère et nécessite un mécanisme moins coûteux. Les barres de sécurité ou d'arrêt sont aussi faites de bore. Quoique ces barres correspondent à environ 6 000 pcm, elles n'absorbent pas les neutrons en fonctionnement normal, car elles sont alors placées hors du cœur sur la face supérieure de la couche de récupération. Elles tombent par gravité; l'impulsion initiale est donnée par un ressort.

MANŒUVRE MÉCANIQUE

Le déchargement du cœur et de la couche de récupération est réalisé par un mécanisme de manœuvre des cartouches (fig. 5). Celui-ci se compose d'un bouchon de protection tournant, sur lequel une grue de manœuvre est montée en porte-à-faux. Une plaque de maintien, suspendue au-dessous de ce bouchon, assure l'alignement radial des cartouches du cœur et empêche leur déplacement sous l'effet des forces de pression créées par le débit du réfrigérant qui les traverse. Elle agit aussi comme guide pour les commandes des dispositifs de réglage.

Le niveau de sodium est maintenu à 11 pieds (3,3 m) au-dessus du cœur, comme l'indique la figure 5; les raisons de cette disposition sont les suivantes :

a) Maintenir les cartouches sous sodium pendant le déchargement pour dissiper la chaleur de désintégration;

b) Produire un refroidissement par circulation naturelle dans le cœur pendant le déchargement ou en cas d'arrêt des pompes.

TRANSFERT DE CHALEUR ET CIRCUIT D'UTILISATION

On extrait la chaleur du cœur de la pile et de la couche de récupération en y faisant circuler du sodium. Cette chaleur est transmise à un circuit intermédiaire d'alliage sodium-potassium, puis à l'eau et à la vapeur dans un échangeur à passage direct. Un schéma du dispositif est représenté à la figure 6. La vapeur alimente une turbine à vapeur classique, reliée directement à un alternateur. Le circuit intermédiaire est utilisé pour éviter que, par un accident dû à l'action de l'eau sur le sodium-potassium, ne soit libérée une intense radioactivité. Une coupe en élévation de l'installation est représentée à la figure 7. Les seules pièces du circuit primaire qui puissent nécessiter un démontage pour surveillance ou réparation sont les pompes et les faisceaux de tubes des échangeurs de chaleur. Ceux-ci sont du type « tubes plongeurs », avec une surface libre au-dessus des parties actives; on peut les déplacer sans couper les canalisations et sans vidanger le système. Les circuits primaire et secondaire ne contiennent pas de vannes d'arrêt : ces vannes, a-t-on pensé, seraient plus vulnérables que les canalisations, la coque de l'échangeur thermique, et l'enceinte des pompes qu'elles seraient appelées à isoler; elles augmenteraient aussi, sans utilité, la perte de charge, perte que l'on cherche à maintenir au minimum, puisque le réfrigérant coule par gravité, de la cuve de la pile à l'échangeur thermique et à la pompe. Un siphon de coupure a été ménagé sur la canalisation allant à la pile, pour éviter qu'une rup-

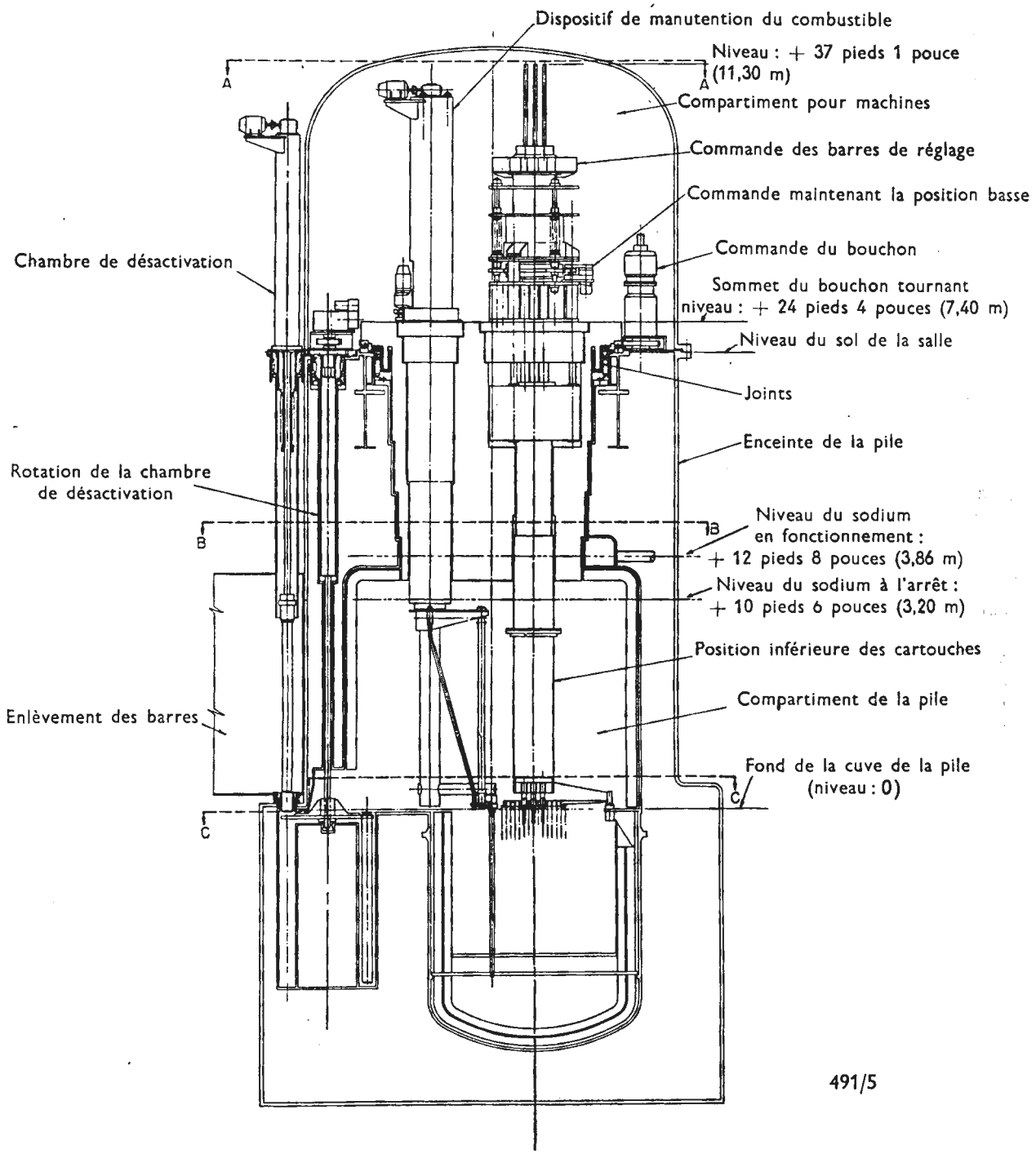


Figure 5. — Mécanisme de manœuvre des barreaux (élévation).

ture de cette canalisation ne provoque la vidange de la cuve. Autour de la cuve de la pile se trouve un bassin, dit de protection primaire, qui retiendrait le sodium si la cuve se mettait à fuir.

Le grand bassin de sodium situé au-dessus de la pile contient quelque 15 000 gallons (57 m³) de sodium; il s'en écoule la plus grande part pendant le temps de 40 secondes que met le courant de sodium à effectuer son circuit dans la conduite primaire. Le bassin amortit les chocs thermiques dans les canalisations, chocs qui tendent à se produire au moment de l'arrêt brusque de la pile. Le choc thermique, en certains endroits du système, a aussi été rendu minimum par les précautions suivantes :

a) En munissant d'entrées de refroidissement les parties sous haute pression de 100 livres par pouce carré (7 kg/cm²) de la cuve;

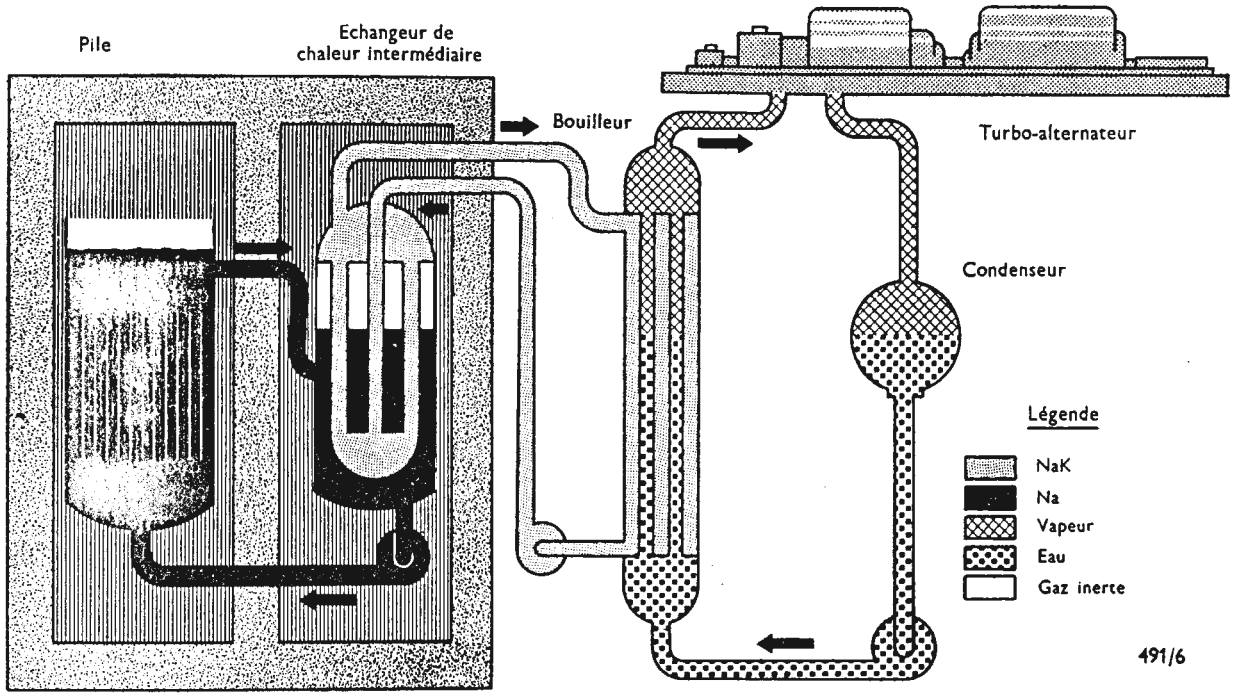


Figure 6. — Disposition schématique de l'installation.

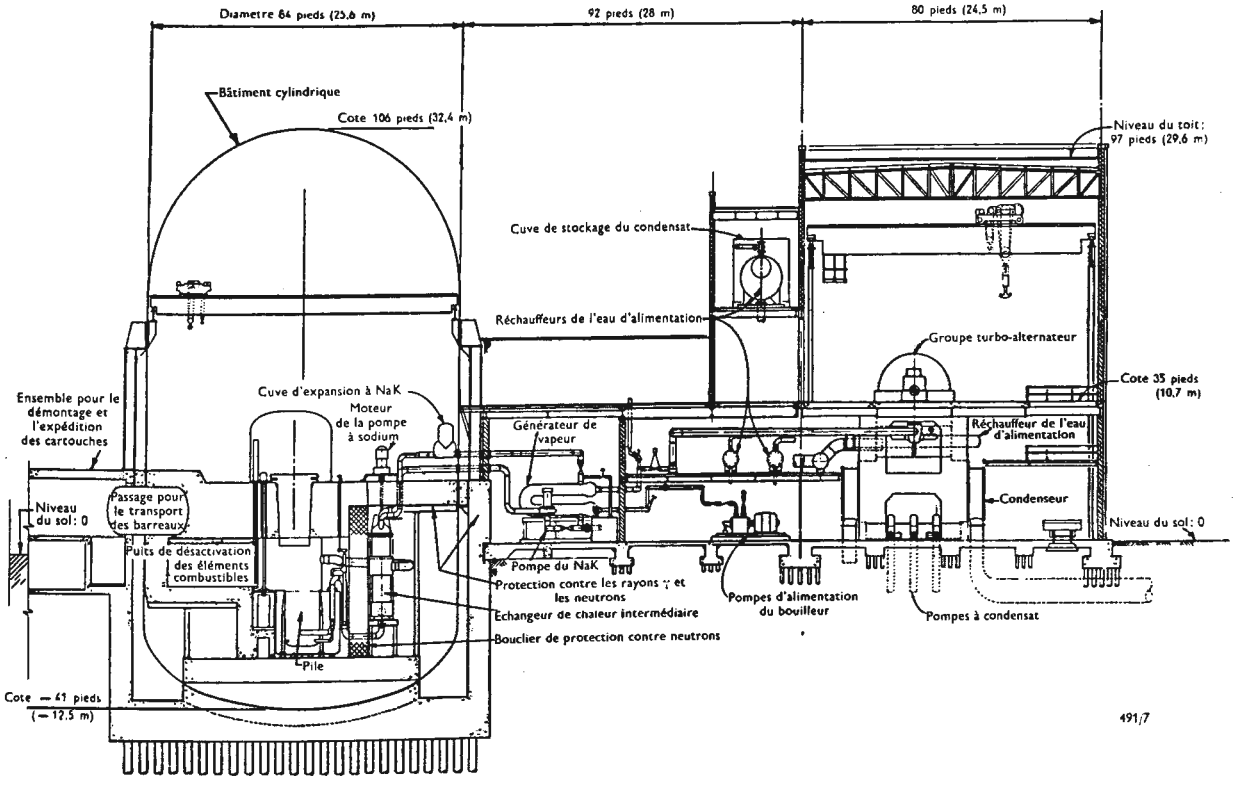


Figure 7. — Élévation de l'installation.

b) En limitant l'élévation de température dans la pile à 250 °F (121 °C);

c) En construisant le bassin supérieur et les conduites avec des parois minces : celles de la conduite ont $^3/_8$ de pouce (9,6 mm) d'épaisseur et celles de la cuve du bassin $^1/_2$ pouce (12,7 mm) d'épaisseur,

d) En faisant disparaître pratiquement le besoin, et par conséquent la pratique, de l'arrêt brutal.

PROTECTION

Le bouclier thermique en tôles métalliques est placé contre la paroi interne de la cuve (fig. 5). Son objet est de réduire le flux de neutrons rapides atteignant la cuve, donc de réduire au minimum les dégâts résultant de la fragilité sous bombardement neutronique et des contraintes thermiques induites.

Des compartiments sont ménagés dans le bouclier; d'une part ils confèrent aux plans une plus grande souplesse; d'autre part ils permettent de loger les organes de l'ensemble et de choisir leur emplacement. La protection latérale proche de la pile consiste essentiellement en un bouclier de protection contre les neutrons, qui réduit l'activation induite dans le système de refroidissement secondaire. Il se compose de deux parties : 1) d'un bouclier constitué par du graphite au bore; et 2) d'un bouclier en Borax (nom commercial désignant $Na_2B_4O_7, 10H_2O$). Le bouclier primaire est placé dans une cuve de protection primaire, de telle sorte qu'il puisse être isolé et refroidi par une circulation forcée de gaz. Le bouclier secondaire ne nécessite pas de refroidissement. On peut réaliser ce bouclier secondaire en Borax, parce qu'il n'est pas exposé à un flux de neutrons élevé, ni à de hautes températures, ni au sodium.

L'espace compris entre le bouclier de Borax et le bâtiment est le compartiment qui contient l'échangeur thermique et la machinerie des pompes. Le rôle du bouclier biologique qui entoure ce compartiment est de protéger contre les rayons gamma primaires, ainsi que contre les rayons gamma secondaires qui sont produits dans le sodium. On a constaté une activité d'environ 0,3 curie par cm^3 de sodium; elle est principalement créée dans le bassin à sodium, situé au-dessus du cœur. Une bonne partie du bouclier est placée à l'extérieur du bâtiment, où elle joue le rôle de support; les frais de construction sont ainsi moins élevés que s'il était placé à l'intérieur du bâtiment.

SÉCURITÉ DE LA PILE

Nous avons attaché beaucoup d'importance à la sécurité de la pile. Il apparaît que le coefficient de température pour la réactivité n'a pas une valeur positive; la dilatation de l'uranium semble, à elle seule, être assez rapide pour venir à bout de tout saut brusque éventuel de réactivité. La température de fonctionnement a été choisie assez basse, de sorte que, même si toutes les barres de réglage sont relevées, la pile s'arrêtera avant la fusion. On évite un accident important, tel que la formation d'un bouchon de sodium par refroidissement, grâce à la basse température de fonctionnement et par le fait que le circuit ne peut pas être interrompu. D'autre part, la pile est déchargée à une température telle que la barre de compensation n'ait à équilibrer qu'une faible variation de réactivité. Le nombre de cartouches actives a été choisi de telle sorte que la réactivité maximum d'une cartouche soit inférieure ou égale à celle qui est due à la fraction de neutrons retardés; par conséquent, laisser tomber accidentellement dans le cœur une cartouche active lorsque la pile diverge n'engendrerait pas de réaction en chaîne de courte période. La vitesse maximum des barres de réglage correspond à 0,007 pour cent Δk par seconde (7 pcm par seconde); ainsi, pendant le démarrage, on ne peut avoir une période courte. Les cartouches de combustible sont introduites à cette même vitesse; de sorte que même si le cœur était accidentellement critique pendant le chargement, l'accident résultant d'une courte période serait évité.

ENCEINTE

Un bâtiment cylindrique (fig. 8), en acier, étanche à l'air, entoure la pile, les mécanismes de manœuvre du combustible, les échangeurs thermiques intermédiaires, ainsi que les pompes, les conduites et les cuves de stockage pour le sodium. Son diamètre est d'environ 84 pieds (25 m) et ses parois ont 1,5 pouce (37 mm) d'épaisseur. Le rôle de cette enceinte est de retenir les produits provenant de tout accident éventuel qui provoquerait des fuites de produits de fission et de sodium radioactif. L'atmosphère de tout le bâtiment est asséchée et enrichie en azote pour empêcher la réaction sodium-oxygène, au cas où se produirait une fuite dans le circuit de métal liquide.

CONSIDÉRATIONS GÉNÉRALES DE CONSTRUCTION

On a recherché la souplesse pour tout l'ensemble. Tous les mécanismes sont démontables. Le bouchon tournant est démontable en plusieurs tronçons. Le mécanisme de commande, les barres et les guides sont démontables. Le plateau de support des cartouches de combustibles peut être démonté. Les cartouches du milieu actif et celles de la couche de récupération ont les mêmes dimensions et sont aussi interchangeables. Par conséquent, les dimensions du cœur peuvent être ajustées pendant le premier démarrage, pour arriver à la divergence. De plus, après un certain nombre d'années de bon fonctionnement à la puissance prévue, les dimensions du cœur peuvent être augmentées pour accroître la production d'énergie.

Le projet de la pile a été achevé, et les installations mécaniques en vraie grandeur, destinées aux

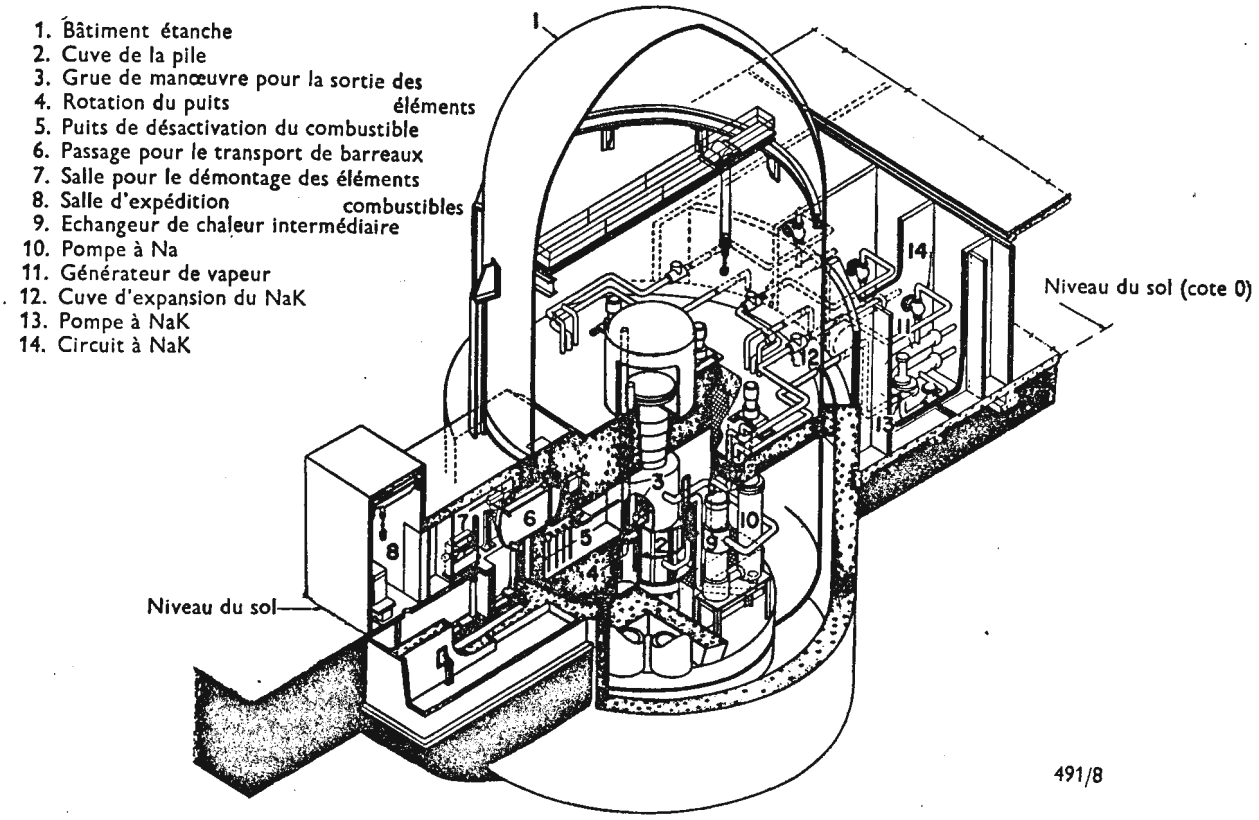


Figure 8. — Vue perspective du bâtiment de la pile.

essais, ainsi qu'une boucle du circuit primaire, sont en construction. Ces installations ne contiendront pas de matière fissile. Elles sont conçues pour permettre des essais du fonctionnement mécanique et hydraulique de la pile, et seront terminées fin 1956. On espère que le démarrage de la pile aura lieu en 1959.

De nombreuses caractéristiques de construction de la pile restent à définir, mais il ne semble pas qu'il puisse se poser de problème qu'on ne sache résoudre.

ÉTUDE ÉCONOMIQUE

Nous avons fait des estimations détaillées du coût de la pile, fondées sur les prix indiqués par les constructeurs des appareils. Le coût de la pile s'élèvera à 29 100 000 dollars qui se décomposent ainsi :

	Dollars
a) Coût de l'installation de la pile (y compris le montage)	17 500 000
b) Frais généraux de construction [17 pour cent du paragraphe *a*)]	3 020 000
c) Études et plans [8 pour cent des paragraphes *a*) et *b*)]	1 660 000
Total partiel	22 340 000
d) Frais divers (30 pour cent du total partiel)	6 670 000
TOTAL	29 100 000

Un certain pourcentage du coût de l'installation de la pile (environ 70 pour cent de la somme indiquée ci-dessus) a été déterminé à partir des évaluations fournies par les constructeurs des équipements en cause. Nos plus récentes estimations indiquent que le coût serait un peu inférieur à 29 000 000 de dollars. Ce qui précède ne comprend ni le prix du terrain, ni le capital d'exploitation, ni le fonctionnement préliminaire. La somme totale réelle affectée à la construction de cette installation doit être bien inférieure à celle qui est indiquée ci-dessus, principalement parce qu'il s'agit de fournir les fonds nécessaires à la mise au point et à l'étude d'appareils qui sont des prototypes. On peut remarquer qu'on a inscrit une somme importante pour les frais divers. Les plans ont été établis avec prudence et les dépenses en capital calculées de façon très large; en conséquence, nous ne pensons pas que cette pile puisse fournir de l'énergie à aussi bon compte que les installations thermiques modernes.

PERSPECTIVES D'AVENIR DE LA PILE A NEUTRONS RAPIDES

Les possibilités futures de la pile à neutrons rapides sont grandes. On pense pouvoir utiliser un combustible liquide pour la couche de récupération et éventuellement aussi pour le cœur. L'utilisation d'un combustible fluide simplifiera les problèmes de traitement et permettra un fonctionne-

ment continu de la pile, sans nécessiter des arrêts pour rechargement. Un travail de recherche et de mise au point est en cours pour atteindre ces objectifs, qui n'ont pas été étudiés pour cette première pile.

Il semble que les résultats améliorés que l'on espère obtenir avec la seconde pile et avec les installations suivantes, ainsi que la diminution des dépenses en capital résultant de l'expérience acquise avec cette première installation, auront pour conséquence une diminution du prix de revient de l'énergie produite. Cette diminution permettra sans doute de concurrencer normalement les centrales thermiques modernes actuellement en fonctionnement.

ANNEXE

Tableau 1

Compagnies se proposant d'étudier, de construire, d'exploiter à leur compte et de faire fonctionner une pile prototype autorégénératrice à neutrons rapides *

Sociétés productrices d'énergie électrique

Central Hudson Gas & Electric Corporation
The Cincinnati Gas & Electric Company
Consumers Power Company
Delaware Power and Light Company
The Detroit Edison Company
Long Island Lighting Company
Philadelphia Electric Company
Potomac Electric Power Company
Rochester Gas and Electric Corporation
The Southern Company
  Alabama Power Company
  Georgia Power Company
  Gulf Power Company
  Mississippi Power Company
The Toledo Edison Company
Wisconsin Electric Power Company

Entreprises de construction

Allis-Chalmers Manufacturing Company
The Babcock & Wilcox Company
Burroughs Corporation
Holley Carburetor Company

Tableau 2

Association pour le développement de l'énergie atomique (APDA, Inc.)

Membres

Sociétés productrices d'énergie électrique

Atlantic City Electric Company
Baltimore Gas and Electric Company
Boston Edison Company
Central Hudson Gas & Electric Corporation
The Cincinnati Gas & Electric Company
The Cleveland Electric Illuminating Company
The Connecticut Light & Power Company
Consolidated Edison Company of New York, Inc.
Consumers Power Company
The Detroit Edison Company
General Public Utilities Corporation
  Jersey Central Power & Light Company
  Metropolitan Edison Company
  New Jersey Power & Light Company
  Pennsylvania Electric Corporation
The Hartford Electric Light Company
Long Island Lighting Company
New England Gas and Electric Association
  Service Corporation
New England Power Company
New York State Electric & Gas Corporation
Niagara Mohawk Power Corporation
Philadelphia Electric Company
Potomac Electric Power Company
Public Service Electric and Gas Company
Rochester Gas and Electric Corporation
Southern Services, Inc.
  Alabama Power Company
  Georgia Power Company
  Gulf Power Company
  Mississippi Power Company
The Toledo Edison Company
Wisconsin Electric Power Company
Wisconsin Power and Light Company

Entreprises de construction

Allis-Chalmers Manufacturing Company
The Babcock & Wilcox Company
Bendix Aviation Corporation
Ford Motor Company

Bureaux d'études

Commonwealth Associates, Inc.
Jackson & Moreland
United Engineers & Constructors Inc.
Vitro Corporation of America

Tableau 3

Caractéristiques de fonctionnement

Puissance de l'installation		
Puissance électrique brute . .	MW	100
Puissance aux bornes	MW	90
Puissance de spécification du turbo-alternateur	kW	100 000
Caractéristiques de la pile		
Puissance calorifique	kW	300 000
Diamètre du cœur	pieds	~ 3
	cm	~ 91
Longueur du cœur	pieds	~ 3
	cm	~ 91
Cuve, hauteur hors tout . . .	pieds	~ 14
	cm	~ 4,27
Cuve, diamètre extérieur . .	pieds	~ 10
	cm	~ 3,05
Cuve, épaisseur de la paroi . .	pouces	~ 1
	cm	~ 2,54
Débit de sodium dans le cœur, livres/h		$11{,}22 \times 10^6$
Débit de sodium dans le cœur, kg/h		$5{,}089 \times 10^6$
Vitesse du sodium, pieds par seconde		27,6
	m/s	8,4

* Ces compagnies avaient l'intention de participer à ce projet à la date du 10 juin 1955.

Circuits à métaux liquides et circuit de vapeur

Rendement thermique net, pour cent		30,0
Température du sodium :		
Quittant la pile	°F	800
	°C	427
Entrant dans la pile . . .	°F	550
	°C	288
Débit de sodium . . livres par heure		$13{,}2 \times 10^6$
	kg/h	$5{,}987 \times 10^6$
Température du NaK :		
Entrant dans le bouilleur .	°F	750
	°C	399
Quittant le bouilleur . . .	°F	500
	°C	260
Débit de NaK . . . livres par heure		$16{,}1 \times 10^6$
	kg/h	$7{,}303 \times 10^6$
Vapeur, pression, livres p. pouce carré		600
	kg/cm²	42
Température de la vapeur . .	°F	730
	°C	388
Eau d'alimentation, température	°F	400
	°C	205
Débit de vapeur . . . livres par heure		1×10^6
	kg/h	$0{,}454 \times 10^6$

Compte rendu de la séance 11 A

Samedi 13 août 1955 (matin)

Président : M. O. Dahl (Norvège)
Vice-Président : M. K. Wirtz (République fédérale allemande)
Secrétaires scientifiques : MM. F. de Hoffmann et N. A. Dobrotine

PROGRAMME

P/333	Récupération de l'énergie dégagée dans G 1, pile à graphite refroidie à l'air	P. Chambadal et M. Pascal
P/337	Projet de pile à double fin : G 2	P. Ailleret *et al.*
P/492	Projet de centrale nucléaire avec pile à ralentisseur en graphite	R. K. Andersen *et al.*
P/493	Centrale électronucléaire de 75 000 kilowatts équipée d'une pile à graphite et sodium	C. Starr
	Discussion	
P/936	Projet d'un prototype à échelle réduite de pile homogène génératrice d'énergie, alimentée par de l'oxyde d'uranium en suspension	H. de Bruyn *et al.*
P/938	Suspension « sèche » d'oxyde d'uranium pour génératrice nucléaire hétérogène	H. de Bruyn *et al.*
P/494	La pile à combustible métallique liquide (LMFR)	F. T. Miles et C. Williams
	Discussion	

M. Chambadal (France) présente le mémoire P/333.

M. Taranger (France) présente comme suit le mémoire P/337 : Soucieux d'aboutir le plus rapidement possible aux applications pacifiques de l'énergie atomique, c'est-à-dire essentiellement à des centrales industrielles, le Commissariat à l'énergie atomique a choisi la voie des grandes piles à uranium naturel, utilisant le graphite comme ralentisseur et un gaz sous pression comme fluide de refroidissement.

Concentrant les moyens français dans cette voie, on a préparé la pile G 2 en réalisant successivement la pile de Saclay, dite P 2, et la pile G 1, que M. Yvon, hier, et M. Chambadal, à l'instant, viennent de décrire.

La seconde pile à graphite française, G 2, dont la construction débute à Marcoule, dans le Gard, fonctionnera dans deux ans.

Le projet résulte des études conduites en collaboration par le département des études de piles du Commissariat à l'énergie atomique, la sous-région d'équipement nucléaire de l'Électricité de France et l'industrie privée française, essentiellement l'Alsacienne de constructions mécaniques, la Société des forges et ateliers du Creusot, la Société Alsthom et la Société Rateau.

Avant d'aborder la description de l'ouvrage, je voudrais souligner que depuis la rédaction initiale de cette communication, nous avons pu prendre connaissance d'un certain nombre de communications d'autres pays, et plus particulièrement de celle faite récemment par M. Marvin Fox sur la pile de Brookhaven et du texte de celle que fera prochainement Sir Christopher Hinton sur les piles de Calder Hall.

Nous avons ainsi quelquefois pu constater des cheminements intellectuels parallèles effectués indé-

pendamment dans des pays différents : par exemple, en France, la Société Rateau et le Commissariat à l'énergie atomique ont déterminé pour la pile G 1, que vient de décrire M. Chambadal, les caractéristiques d'une « fente » centrale pratiquement identique à celle de la pile de Brookhaven.

Dans de tels cas, la confirmation du résultat de nos travaux nous rassure. Par contre, nous avons aussi constaté des processus intellectuels radicalement opposés, et ceci nous laisse perplexes. Je vous en donnerai bientôt une illustration.

Dans la pile G 2, le combustible est présenté sous forme de cartouches cylindriques d'uranium naturel allié à une très faible quantité d'aluminium. Chaque cartouche est gainée par un tube de magnésium muni d'ailettes, qui lui est mécaniquement lié.

Ces cartouches reposent dans des canaux de section circulaire de 70 mm creusés horizontalement dans le graphite. Cette disposition, peut-être moins satisfaisante qu'une disposition verticale pour l'esprit de certains mécaniciens, a été pourtant retenue en raison des moindres difficultés d'ordre métallurgique qu'y pose la tenue du combustible.

Ainsi, l'expérience que nous avons à Saclay d'une pile à canaux verticaux où circule du gaz carbonique comprimé ne nous a pas retenus de faire dans G 2 des canaux horizontaux.

Au contraire, nos amis anglais, qui ont acquis à Harwell et à Windscale une grande expérience des canaux horizontaux, construisent à Calder des canaux verticaux. Voici un motif de perplexité, pour nous du moins.

Le graphite dans lequel sont taillés les canaux a une densité supérieure à 1,7, et une section efficace de capture de 4 millibarns pour des neutrons de 2 200 mètres par seconde, azote déduit.

La réactivité, même après quelques semaines de marche à pleine puissance, comporte un excédent qui permet en particulier une production accessoire d'uranium-233 à partir de thorium, l'utilisation d'uranium naturel légèrement appauvri, un aplatissement du flux dans la pile ou des combinaisons de ces trois facteurs.

Le renouvellement du combustible est assuré sans qu'il soit besoin d'arrêter la pile, et ceci nous paraît fondamental. D'une part, en effet, une centrale d'un tel type doit fonctionner — et ceci a été répété plusieurs fois à cette tribune — en centrale de base. D'autre part, la nécessité de produire, pour abaisser son prix, le plus de plutonium possible, oblige, toutes choses égales d'ailleurs, à tenir la puissance maximum permise. Or, en pratique, cette puissance n'est limitée que par la fréquence des ruptures de cartouches : celles-ci deviendraient vite intolérables s'il fallait arrêter la pile, baisser la pression du gaz avant de changer la cartouche de combustible abîmée, puis remonter successivement la pression et la puissance. Ces opérations, que l'obligation d'éviter les chocs thermiques rend particulièrement longues, seront évitées dans G 2.

L'ensemble du bloc-pile, des dispositifs de renouvellement du combustible et de la production thermique doit être enfermé dans une enceinte étanche, résistant à la pression moyenne de 15 hectopièzes et percée d'un grand nombre de trous.

Pour éviter toute fuite du caisson en béton, celui-ci est tapissé intérieurement d'une chemise en tôle d'acier. La circulation de gaz carbonique relativement froid entre cette chemise et la protection thermique permet de maintenir le béton à une température admissible.

Je serai bref sur le circuit de refroidissement, qui se rapproche de celui de G 1 en matière de récupération d'énergie. Le flux dans l'uranium décroissant vers la périphérie, deux limites de température, suivant que l'on considère le centre ou la périphérie de la pile, commandent ce dispositif de refroidissement. Nous nous sommes imposé de ne dépasser ni 550 °C au cœur de l'uranium, ni 400 °C sur les gaines de magnésium.

On a donc divisé la face d'entrée du gaz carbonique en secteurs concentriques où le gaz est admis à des températures différentes et réglables.

Les gaz à la sortie des divers canaux se mélangent à une température moyenne supérieure à 300 °C. Cependant, un prélèvement des gaz périphériques, plus chauds, permet la surchauffe de la vapeur : celle-ci est produite dans un système d'échangeurs-bouilleurs et, par l'intermédiaire de turbines, entraîne un alternateur et les compresseurs de gaz carbonique. Une petite chaudière annexe est donc nécessaire pour le démarrage des installations, qui fournissent ainsi, à pleine puissance, une puissance nette d'environ 30 MW.

Il a été décidé de construire simultanément deux piles de ce type — piles que nous appelons G 2 et G 3 — et les 60 000 kW électriques installés seront les premiers à alimenter le réseau français en énergie nucléaire.

Comme cela a été rappelé lors d'une précédente communication par M. Ailleret, d'autres réalisations plus puissantes vont suivre; elles ont été décidées par le Gouvernement français sur proposition d'une Commission consultative pour la production d'électricité d'origine nucléaire.

Il s'agit pratiquement d'un programme minimum, établi sur le type de piles à graphite — uranium naturel et gaz carbonique — qui débute en 1959 avec les 60 MW de la centrale EDF 1 et se poursuit ensuite par le doublement rapide — tous les trois ou quatre ans environ — de la puissance installée chaque année.

D'autre part, tandis que le Commissariat à l'énergie atomique poursuit la mise au point de types de piles plus perfectionnés, l'éventuelle multiplication de ce programme minimum pour des raisons techniques, ou par l'implantation de centrales dans les territoires d'outre-mer dont la France a la charge, le développera encore.

M. Gast (États-Unis d'Amérique) présente le mémoire P/492.

M. STARR (États-Unis d'Amérique) présente le mémoire P/493.

DISCUSSION DES MÉMOIRES P/333, P/337, P/492 et P/493

M. VALLARTA (Mexique) : J'ai deux questions à poser au sujet du document P/333 présenté par M. Chambadal. La première est la suivante : quel est le prix de l'installation par kilowatt de puissance électrique produite? La deuxième question est celle-ci : quel est le prix de revient de l'énergie électrique par kilowattheure de cette installation G1?

M. CHAMBADAL (France) : Voici ma réponse à la première question : dans ma communication, j'ai indiqué que la puissance de cette installation serait de 5 500 kW et son prix de 676 millions de francs environ. Ces chiffres indiquent, par conséquent, le prix d'installation par kilowatt installé — pour la récupération seule, bien entendu : ce prix ne comprend pas le prix de la pile. La somme de 676 millions de francs représente le prix de l'échangeur, des bouilleurs, des groupes turbo-alternateurs ainsi que de différents auxiliaires.

La deuxième question qui m'a été posée concerne le prix de revient de l'énergie par kilowattheure de cette installation. Cette question est évidemment d'ordre très général. Il y a deux réponses possibles : d'une part, personne n'a encore suffisamment d'expérience pour préciser ce prix de revient; d'autre part, chacune des installations de ce genre est destinée à produire non seulement de l'énergie électrique, mais aussi, comme c'est le cas, du plutonium. Par conséquent, le prix de revient de l'énergie dépend de la répartition de la dépense totale entre le plutonium et les kilowattheures produits.

M. SPINRAD (États-Unis d'Amérique) : Je désirerais connaître les rendements thermiques brut et net que l'on compte obtenir dans les piles G 2 et G 3; c'est-à-dire quel est, d'une part, le rapport de l'énergie électrique produite à l'énergie thermique développée dans le système et, d'autre part, le rapport de l'énergie électrique disponible à la sortie du système, c'est-à-dire déduction faite de la fraction nécessaire pour les ventilateurs, etc., à l'énergie thermique produite dans la pile.

M. TARANGER (France) : La puissance calorifique des piles G 2 et G 3 est de 150 MW. Le rendement thermodynamique du cycle thermique est d'environ 25 pour cent. Compte tenu des nécessités des soufflantes, des compresseurs de gaz carbonique, le rendement net n'est que de 20 pour cent.

M. STAUB (Suisse) : J'aimerais savoir quel moyen est utilisé pour le chargement de la pile pendant son fonctionnement. S'agit-il d'un système d'écluse? Je voudrais également savoir quels sont les appareils connexes utilisés.

M. TARANGER (France) : Un sas étanche contenant l'élément nouveau est appliqué sur le canal considéré. Un système de poussoir introduit cet élément à l'intérieur de la pile, et cet élément nouveau repousse l'élément usé à remplacer qui, à l'autre extrémité du canal, tombe dans un système d'évacuation étanche à écluse lui aussi.

Le PRÉSIDENT : Nous passons maintenant à quelques questions relatives au mémoire P/492.

Sir John COCKCROFT (Royaume-Uni) : M. Gast pourrait-il nous dire où en sont les États-Unis dans leur effort visant à atteindre une production de 10 000 mégawatts-jour par tonne?

M. GAST (États-Unis d'Amérique) : Il m'est assez difficile de répondre à cette question parce que nous dépendons, pour ce projet, de résultats obtenus dans divers autres laboratoires des États-Unis. Nous ne visons pas nous-mêmes à établir un vaste programme de mise au point de cartouches actives à utiliser dans les génératrices nucléaires. Je crois que la réponse à la question posée devrait en fait être fournie par ceux qui, dans d'autres laboratoires, font ce genre de travail.

M. BENEDICT (États-Unis d'Amérique) : Je voudrais simplement obtenir quelques précisions sur le plan de la pile ralentie au graphite que M. Gast a décrite.

Première question : quel enrichissement en uranium-235 a-t-on utilisé dans l'installation qui nous a été décrite?

Deuxième question : quel taux de conversion a-t-on escompté obtenir?

Troisième question : pour arriver au prix de revient de 0,007 dollar par kilowattheure, sur quel taux d'intérêt pour les dépenses en capital de la centrale a-t-on tablé?

Quatrième question : quel serait en gros l'effet d'une perte d'eau de refroidissement sur la réactivité du système?

M. GAST (États-Unis d'Amérique) : Les valeurs exactes de l'enrichissement et du taux de conversion dépendront naturellement de la forme finale de la cartouche active. Nos premiers calculs ont cependant indiqué qu'un enrichissement voisin de 0,9 pour cent d'uranium-235 serait nécessaire, et que le taux de conversion s'établirait autour de sept dixièmes.

Quant à l'intérêt sur le capital, il s'est établi, lors du calcul des coûts, à 13,9 pour cent. Ce chiffre a été obtenu en additionnant les différentes charges grevant le capital.

Les conséquences d'une perte d'eau par la pile dépendront toujours de la forme exacte de la cartouche active. Ici, nous avons adopté un réseau et choisi une quantité d'uranium tels qu'il ne se produirait qu'une très légère modification de la réactivité en cas de perte d'eau par la pile. Cette

variation de réactivité pourrait être positive ou négative, selon la quantité de plutonium présente dans les cartouches actives au moment où l'incident se produirait, et selon l'irradiation subie par les cartouches. Immédiatement après la perte d'eau, nous avons le sentiment que nous resterions maîtres de la situation. Si pour une raison ou une autre le graphite continuait à s'échauffer après la perte d'eau, on devrait faire intervenir le système de sécurité en vue d'empêcher la pile de revenir au point critique.

M. BLOKHINTSEV (U.R.S.S.) : Je voudrais savoir pourquoi on a utilisé de l'acier comme revêtement métallique pour les éléments d'uranium, alors que le zirconium est suffisamment stable dans un milieu de sodium et serait préférable du point de vue de l'économie neutronique. Voilà une première question.

J'ai une deuxième question : quelle est la température maximum du graphite dans cet appareil?

M. STARR (États-Unis d'Amérique) : Si nous avons utilisé l'acier comme revêtement de la cartouche de combustible plutôt que le zirconium, c'est que ce dernier métal ne nous a pas paru assez résistant pour supporter le poids total de l'ensemble actif. Les barres ou cartouches d'uranium qui entrent dans le tube d'acier inoxydable reposent sur le fond du tube, si bien que toute la charge d'uranium est supportée par la paroi mince de ce tube.

En ce qui concerne la deuxième question, nous ne savons pas quelle sera effectivement la température du graphite. Nous savons qu'elle sera plutôt élevée — beaucoup plus élevée naturellement que celle du sodium liquide. Il se pose cependant de nombreux problèmes de transfert de chaleur, de même que d'absorption d'énergie par le graphite. C'est pourquoi, je le répète, nous ne savons pas exactement quelle sera la température.

M. BLOKHINTSEV (U.R.S.S.) : J'aurais plusieurs questions à poser à M. Gast, mais je pense que j'aurai l'occasion de le rencontrer dans les couloirs et de lui parler. Je me bornerai ici à lui demander un renseignement sur son projet de pile, lequel présente d'ailleurs beaucoup d'analogies avec le plan de notre centrale qui fonctionne à l'heure actuelle. Je serais heureux de savoir si l'on envisage la construction de cette pile, ou si ce projet représente simplement une étude.

M. GAST (États-Unis d'Amérique) : Il ne s'agit que d'un plan sur le papier. Il n'y a pas eu de début de construction ni rien de semblable; il ne s'agit que d'un projet.

M. GOTT (Royaume-Uni) : L'utilisation d'une fente centrale pour le réfrigérant doit être un compromis entre la perte de neutrons et la perte de pression dans la fente. Il se pose également un problème de distribution du gaz vers les canaux. Je ne vois pas là de graves difficultés. La fente centrale semble devoir donner lieu à une chute minimum de pression; elle convient donc très bien à une pile produisant du plutonium; mais la température ainsi obtenue est moins élevée et par conséquent cela peut ne pas être aussi utile pour une pile génératrice. Pour parer à cette situation, il est nécessaire de réduire les sections des canaux de refroidissement. Or, les valeurs citées sont sensiblement plus faibles que je ne l'aurais pensé. La perte de charge dans les canaux de refroidissement s'en trouve donc accrue. Je pose donc la question suivante : en tenant compte de ces faits, M. Taranger aurait-il utilisé une fente centrale pour le fluide de refroidissement si son intention première avait été de monter une centrale électrique, ou bien sa proposition est-elle née de la nécessité de produire du plutonium, chose pour laquelle la pile a tout d'abord été conçue?

M. TARANGER (France) : Je crois qu'une petite confusion s'est produite car, à propos de G 2, j'ai parlé de la fente qui existe dans la pile G 1, c'est-à-dire qu'il n'y a pas de fente centrale dans la pile de puissance. En effet, le problème est simplement de savoir où l'on met l'argent ou les neutrons et, s'il nous a semblé que pour une pile refroidie par l'air, une pile atmosphérique, la fente était payante par suite d'une réduction importante de la puissance de pompage, par contre, dès qu'il s'agit d'un gaz comprimé à 15 kg, le gain sur la puissance de pompage devient négligeable. D'autre part, une fente centrale présente évidemment l'inconvénient de tenir le graphite froid à l'endroit précisément où le flux de neutrons rapides est le plus élevé.

Le PRÉSIDENT : La question suivante se rapporte au mémoire P/492.

M. GOODLET (Royaume-Uni) : Je voudrais poser quatre questions au sujet de l'aménagement des « murs d'eau ».

L'auteur voudrait-il nous expliquer comment ces murs plats sont maintenus lorsqu'ils sont soumis à une très haute pression?

Voudrait-il nous donner quelque détail sur la façon dont on fait passer les charges d'uranium à travers les murs d'eau?

Voudrait-il nous indiquer la méthode à utiliser pour remplacer les tubes de refroidissement défectueux dans la pile?

Enfin voudrait-il nous dire quelque chose de la méthode qui permet, le cas échéant, de localiser une gaine défectueuse?

M. GAST (États-Unis d'Amérique) : Avant de répondre à ces questions, je voudrais rappeler que je ne suis pas moi-même l'auteur de ce document; je me borne à le présenter.

La réalisation du « mur d'eau » est la suivante : pour chaque tube qui perce le mur d'eau, il y a un cylindre qui est soudé aux deux parois, antérieure et postérieure, de ce mur, de sorte qu'il existe de nombreux supports internes qui maintiennent en place les deux faces d'un mur. Ensuite, les tubes qui traversent la pile passent à travers ces cylindres

et sont fixés à la paroi extérieure de chaque mur, de sorte que ces tubes eux-mêmes constituent le support qui relie le mur avant et le mur arrière. Tout cela permet à l'ensemble de résister à la pression qui tend normalement à écarter les deux murs.

La température de chaque tube est contrôlée à la sortie, si bien que l'on peut repérer à cet endroit tout obstacle à la circulation; il existe aussi un système de contrôle de la radioactivité qui décèle la présence de produits de fission dans l'eau, et on peut, par une méthode d'élimination, déterminer le tube dont viennent ces produits. Si vous désirez davantage de détails sur ce point, je crois que je pourrais m'arranger pour vous les fournir en privé, mais ils sont assez compliqués.

M. PREECE (Royaume-Uni) : Étant donné que le sodium a une section efficace relativement élevée, je voudrais demander à M. Starr ce qu'il pense de la possibilité d'utiliser soit du bismuth soit un isotope du lithium, le lithium-7, dans les piles de ce type. Ce à quoi je pense, c'est que l'on pourrait alors utiliser un volume douze fois plus grand de bismuth, ou huit fois plus grand de lithium-7, pour une même valeur de la capture parasite totale de neutrons.

M. STARR (États-Unis d'Amérique) : On a choisi le sodium pour des raisons essentiellement techniques touchant à la construction. La température de fusion du bismuth n'est pas aussi satisfaisante que celle du sodium et le bismuth pose des problèmes de manipulation dans la production des isotopes radioactifs, aussi avons-nous le sentiment que le sodium convient mieux du point de vue technique. Pour ce qui est du lithium, deux problèmes se posent, l'un sur sa production, l'autre sur sa pureté; de plus, nous n'avons encore qu'une expérience très limitée de son comportement technique dans un tel système.

M. LARSON (États-Unis d'Amérique) : Je voudrais demander à M. Starr sur quel coût initial de l'uranium-235 ou de l'uranium-233 il a tablé pour prévoir un prix de revient de 0,006 à 0,007 dollar pour l'énergie produite par la pile au thorium.

M. STARR (États-Unis d'Amérique) : Nous n'avons tablé sur aucun chiffre particulier pour l'uranium-233 puisque celui-ci serait produit dans le cycle de combustion et que les seuls frais seraient donc ceux du traitement chimique du combustible. Nous avons admis que le prix de l'uranium-235 serait de 15 à 30 dollars le gramme, et c'est ce qui nous a donné le chiffre de 0,006 à 0,007 dollar pour le prix de revient de l'énergie que fournirait ultérieurement la pile au thorium.

M. GAST (États-Unis d'Amérique) : Je voudrais savoir quelles seraient les conséquences de l'entrée d'humidité dans le circuit de gaz carbonique, par exemple dans le cas d'une fuite dans les échangeurs thermiques.

M. TARANGER (France) : D'après l'expérience que nous avons du peu de goût du magnésium pour l'eau, les conséquences seraient horribles. Aussi avons-nous l'intention de construire un échangeur étanche, mais surtout de produire la vapeur à une pression inférieure à celle du gaz carbonique, de façon que les fuites dans l'échangeur se fassent du gaz dans l'eau et non pas de l'eau dans le gaz.

M. LEWIS (Canada) : Dans le mémoire P/492, on indique qu'en cas de rupture d'une cartouche de combustible, il est prévu de continuer l'exploitation jusqu'au prochain arrêt normal. Cela étant, je voudrais demander quels dispositifs de contrôle restent alors en service pour prévenir tout accident plus sérieux dans la cartouche active, comme par exemple la fusion du magnésium dans l'un des types de combustible proposés qui ont également été mentionnés.

M. GAST (États-Unis d'Amérique) : Il y a, sur chaque tube, un dispositif qui contrôle la température de l'eau à la sortie, et il y a aussi un contrôle du débit, de sorte qu'au cas où le tube serait sérieusement bloqué par suite d'un défaut d'une cartouche de combustible, il serait nécessaire d'arrêter la pile.

M. GOODLET (Royaume-Uni) : M. Starr pourrait-il nous dire comment une gaine défectueuse est d'abord repérée, puis localisée?

M. STARR (États-Unis d'Amérique) : Nous n'avons aucun moyen de déceler une gaine défectueuse. La conséquence d'un défaut d'une gaine serait de permettre au sodium de pénétrer dans les pores du graphite, ce qui réduirait l'efficacité neutronique de la pile et se traduirait par une variation de la réactivité. Dans une centrale de 75 000 kW, un défaut de ce genre passerait normalement à peu près inaperçu. S'il se produisait brusquement, il pourrait être remarqué par les opérateurs. La difficulté de localiser les gaines défectueuses au cas où celles-ci seraient assez nombreuses pour qu'il faille les éliminer pourrait être résolue en observant la répartition des températures. L'effet du sodium sur la gaine étant de changer la distribution neutronique, la température des barres de combustible viendrait à varier, et, si cela se produisait avec assez d'intensité dans une partie quelconque de la pile, les thermocouples associés à chaque barre de combustible décèleraient une mauvaise distribution.

M. GOODLET (Royaume-Uni) : Les gaines auxquelles je voulais me référer étaient celles des cartouches de combustible; je regrette de ne pas m'être bien expliqué.

M. STARR (États-Unis d'Amérique) : Nous n'avons pas non plus de moyen de déceler une rupture dans une gaine de cartouche active. Chaque barre, recouverte d'une couche inoxydable, a du sodium sur l'un de ses côtés et sur l'autre soit du sodium, soit un alliage de sodium et de potassium. En cas de rupture, ces deux métaux liquides se mélangeraient lentement; cela n'aurait toutefois aucune conséquence, si ce n'est peut-être qu'une petite quantité de produits de fission superficiels venant

des barres d'uranium pourrait s'échapper dans le sodium. Comme le sodium fondu est déjà radioactif, il faudrait un afflux considérable de ce genre pour entraîner des conséquences sérieuses.

M. FENNING (Royaume-Uni) : Je remarque que la répartition de l'économie neutronique de M. Starr est fondée sur l'hypothèse d'une valeur de η de 2,09. D'après d'autres mémoires présentés à cette Conférence, il semble qu'il y ait quelque incertitude quant à la valeur de ce facteur. Ensuite, je suppose que le taux de combustion prévu exige la consommation de plutonium-239, lequel a, lui aussi, une valeur moins élevée de η. Il me semble donc que, si l'on songe à la répartition des neutrons, la valeur du taux de conversion pourrait n'atteindre que 0,6 au lieu du chiffre indiqué de 0,72. C'est pourquoi je voudrais demander à M. Starr s'il a envisagé les conséquences que ce genre de phénomène pourrait avoir sur le prix de revient de l'énergie.

M. STARR (États-Unis d'Amérique) : Nous n'avons pris en considération aucune des valeurs nouvelles qui ont été présentées à cette séance ni calculé leur incidence éventuelle sur le coût de l'énergie. Il est clair que toute détérioration de l'économie neutronique se traduira par une certaine augmentation du coût de l'énergie.

M. LILJEBLAD (Suède) : Je voudrais demander à M. Starr s'il estime qu'il est absolument nécessaire d'avoir deux circuits de refroidissement, l'un primaire et l'autre secondaire. Y aurait-il un danger de contamination de la vapeur si l'on n'utilisait qu'un seul circuit de refroidissement?

M. STARR (États-Unis d'Amérique) : Il n'est peut-être pas indispensable d'avoir deux circuits, un primaire et un secondaire. Cependant, notre choix a été déterminé par plusieurs considérations, le souci de sécurité n'étant que l'une d'entre elles. Il semble possible de réaliser des bouilleurs à vapeur dont la sécurité soit plus grande que celle des bouilleurs à eau et au sodium, ceci grâce à des liquides intermédiaires ou à des cloisons intermédiaires; je pense donc que l'on arrivera peut-être ultérieurement à supprimer sans danger le deuxième circuit. Toutefois, le bouilleur à vapeur est très grand si on le compare aux dimensions d'un échangeur thermique par métaux en contact, puisque le sodium primaire doit être maintenu derrière un écran en raison de son activité gamma. Le coût de l'enceinte en béton abritant le circuit primaire serait encore bien plus élevé si les bouilleurs à vapeur étaient directement reliés au circuit primaire, de sorte qu'il peut y avoir un sérieux avantage économique à avoir à la fois un circuit primaire et un circuit secondaire. Le circuit secondaire n'a naturellement besoin d'aucun écran.

M. BOWDEN (Royaume-Uni) : M. Taranger voudrait-il nous dire quelle est la chute totale de pression dans le circuit de circulation du gaz de la pile G 2? Quel type de circulateur ou de soufflante utilise-t-on? Comment ce circulateur est-il actionné et quelle est la régulation de vitesse totale obtenue ou exigée du système de circulation?

M. TARANGER (France) : Je regrette de ne pouvoir répondre à la première question car je n'ai pas en tête les chiffres précis. Le type de soufflante utilisé est un type de soufflante axiale, un compresseur axial entraîné par la vapeur. Le système de séchage de la vapeur de surchauffe est obtenu par un prélèvement des gaz périphériques, plus chauds que ceux qui passent dans la quasi-totalité de l'échangeur.

Enfin, en ce qui concerne le degré de régulation, nous attendons l'expérience de la première petite centrale de la pile G 1 pour déduire des renseignements sur ce point quant à la conduite d'une centrale électrique associée à une pile.

Le PRÉSIDENT : Il reste encore quelques questions au sujet des mémoires que nous avons discutés jusqu'à présent, mais je crois qu'il nous faut avancer dans notre ordre du jour.

J'invite donc M. Went, des Pays-Bas, à présenter le mémoire P/936.

M. WENT (Pays-Bas) : Dans le cadre de la coopération entre la Norvège et les Pays-Bas, l'équipe chargée de l'étude de la pile FOM-KEMA travaillant aux laboratoires KEMA à Arnhem, a pour tâche de rechercher les possibilités d'utilisation de combustibles liquides non métalliques et de mettre au point, si possible, des génératrices nucléaires utilisant de tels combustibles. Nous estimons que si nous parvenons à résoudre les différents problèmes qui se posent au sujet des piles à combustible liquide, nous serons en mesure de construire une génératrice nucléaire à fonctionnement sûr et économique.

Nous nous intéressons particulièrement à deux types différents de combustibles liquides; tous deux sont à base d'oxydes, soit d'uranium, soit de thorium. Le premier type est une suspension d'oxyde dans l'eau lourde, une suspension « humide »; le second type est une suspension d'oxyde dans un gaz, une suspension « sèche ».

Je voudrais commencer par quelques remarques au sujet des suspensions humides. Nos recherches en ce domaine se concentrent sur une pile homogène et elles sont actuellement si avancées que nous estimons qu'il y a lieu, à titre de première étape vers la construction d'une génératrice nucléaire, de construire une pile à échelle réduite, alimentée par une suspension d'uranium moyennement enrichi (20 pour cent d'uranium-235 dans de l'eau ordinaire). Les premiers essais, portant principalement sur le comportement cinétique de cette pile, seront effectués au niveau d'énergie zéro, mais une nouvelle pile à flux neutronique élevé et à haute température sera mise au point aussi rapidement que possible.

Parmi les combustibles liquides, ceux auxquels nous nous intéressons tout particulièrement aux Pays-Bas sont les suspensions d'oxyde dans de

l'eau lourde. Étant donné la situation difficile où se trouve notre pays pour l'approvisionnement en matières premières — les Pays-Bas ne produisent ni uranium ni thorium et on ne peut pas s'attendre à y découvrir ces matières — nous estimons que ces combustibles sont ceux qui pourraient nous rendre les plus grands services. Il nous faut donc mettre au point des piles n'utilisant, si possible, que des combustibles faiblement enrichis et ayant un taux de conversion élevé pour l'uranium, ou bien un véritable taux de régénération dans le cas du thorium. La meilleure pile autorégénératrice thermique serait une pile homogène à oxyde de thorium ralentie à l'eau lourde, sans éléments structurels et avec des possibilités de purification continue. Avec le faible enrichissement envisagé, des solutions provoqueraient presque inévitablement des pertes neutroniques trop élevées.

Dans le cas du thorium, il n'y a qu'un oxyde à prendre en considération (ThO_2); mais nous devons au moins commencer avec l'oxyde d'uranium puisqu'il nous est impossible d'enrichir suffisamment le thorium. Dans le cas de l'uranium, toute la série

$$UO_2 \rightarrow U_3O_8 \rightarrow UO_3 \rightarrow UO_4$$

est à envisager. Il est très intéressant de constater que les États-Unis ont accordé une grande attention à l'oxyde UO_3 et que le mémoire décrivant la pile homogène à ébullition construite en Union soviétique mentionne la possibilité d'utiliser une suspension de U_3O_8, alors que de notre côté nous préconisons l'emploi de UO_2.

Les arguments en faveur de UO_2 sont nombreux et je voudrais en citer quelques-uns.

En premier lieu, même dans une atmosphère fortement réductrice, UO_2 ne se laisse pas facilement réduire davantage.

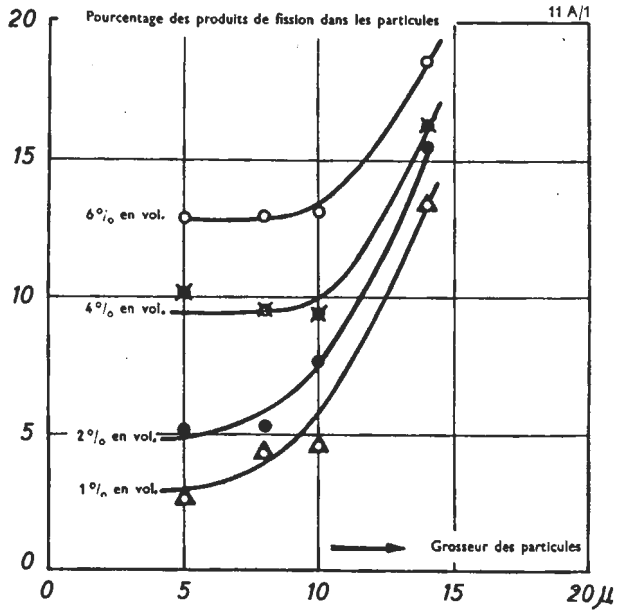
En deuxième lieu, cet oxyde est stable dans l'eau à 250 °C. Dans la pile homogène envisagée ici, il se produira cependant une décomposition notable de l'eau; de l'hydrogène et de l'oxygène seront libérés et il est probable que, dans ces conditions, UO_2 se transformera en UO_3 par oxydation. Nous ajouterons cependant un excès d'hydrogène à la suspension, à la sortie de la cuve de la pile, pour éviter une détonation du mélange d'hydrogène et d'oxygène après séparation de la suspension et des gaz. Grâce à cet excès d'hydrogène, UO_2 restera stable. Ce qui se passe dans des conditions de fonctionnement normal d'une pile lorsqu'il y a en présence non seulement de l'oxygène et de l'hydrogène, mais aussi des radicaux, des peroxydes et des superoxydes, c'est ce qui devra être examiné sur la pile-prototype à échelle réduite que nous projetons de réaliser.

En troisième lieu, UO_2 ne forme pas d'hydrates, contrairement à l'UO_3. Ces hydrates sont indésirables, car ils conduisent à des effets de recristallisation et à la formation de particules non sphériques.

En quatrième lieu, le paramètre du réseau cristallin des oxydes d'uranium varie comme suit : il demeure constant lorsque la proportion d'oxygène varie de 2 à 2,2, mais il augmente lorsqu'elle passe de 2,2 à 2,7. Par conséquent, de petites modifications dans la proportion d'oxygène de UO_2 n'augmenteront pas les tensions internes dans les particules.

En cinquième lieu, les propriétés chimiques colloïdales des suspensions de UO_2 et de U_3O_8 sont les mêmes. De petites modifications du taux d'oxydation n'affectent pas la stabilité chimique colloïdale. Toutes ces suspensions sont stables pour un pH supérieur à 6,3.

Avec une suspension, il est possible de séparer les produits de fission du combustible d'une façon très efficace dès que le diamètre de la particule en suspension est plus petit que le libre parcours moyen du noyau de fission.



Cliché 1.

Sur le cliché 1, vous pouvez voir l'effet de séparation dont je viens de parler, sur des particules irradiées en suspension, dans le cas de l'iode. Pour d'autres éléments tels que le baryum, le molybdène et le césium, nous avons obtenu les mêmes résultats. Ainsi qu'on peut le voir, l'effet de séparation dépend assez nettement de la dimension des particules; quand celle-ci dépasse 10 μ, il décroît rapidement. De plus, cet effet est naturellement fonction de la concentration. Pour de fortes concentrations en volume, il y a beaucoup de chances qu'un atome de fission subisse une nouvelle capture dans une particule de UO_2 voisine. Sur le cliché, vous pouvez également voir cet effet pour différentes concentrations. Or, dans la génératrice nucléaire légèrement enrichie, de même que dans le prototype à échelle réduite que nous envisageons de construire avec un combustible enrichi jusqu'à 20 pour cent d'uranium-235, nous avons besoin de la même concentration en volume, qui est de 4 pour cent environ.

Bien que la séparation soit très efficace, cela ne veut pas dire que les atomes de fission demeurent libres dans la phase aqueuse; au contraire, ils seront adsorbés, au moins partiellement, à la surface des particules de UO_2. La concentration des produits de fission et la surface active des particules sont donc deux facteurs importants. Aussi n'est-il pas suffisant de produire des particules d'environ 10 μ; elles ne devraient de plus présenter aucune surface interne, ce qui peut heureusement être obtenu en agglomérant les particules appropriées à une température relativement basse.

La décomposition de l'eau à l'intérieur de la pile appelle quelques remarques. Ici encore, le prototype à échelle réduite devra fournir la réponse, mais nous pouvons procéder à quelques estimations approximatives en partant des chiffres obtenus lors du fonctionnement de la pile homogène d'Oak Ridge. Il y a trois raisons de penser que, dans notre cas, la décomposition de l'eau sera beaucoup moins importante. Premièrement, la moitié environ de l'énergie cinétique des produits de fission, qui sont les principaux responsables de cette décomposition, est dissipée à l'intérieur de la particule d'oxyde, l'autre moitié seule se dissipant dans l'eau. C'est pour ce motif, autant qu'en vue de réduire la surface active, que l'on rend les particules aussi grandes que cela est compatible avec une séparation efficace des produits de fission et du combustible. Deuxièmement, l'eau elle-même ne contient pas beaucoup d'électrolytes, de sorte qu'on rencontre peu d'ions qui puissent être facilement réduits ou oxydés. Troisièmement, la décomposition en molécules d'oxygène et d'hydrogène est, en général, limitée par un excès d'hydrogène qui existe déjà pour d'autres raisons.

Pour la stabilité physique de la suspension, il importe de savoir que la vitesse de sédimentation dans l'eau lourde à 250 °C sera d'environ 1cm/seconde pour les suspensions que nous comptons utiliser. A des vitesses d'écoulement dix fois supérieures, il ne faut s'attendre à aucun dépôt. Dans la génératrice nucléaire, ces conditions sont toujours remplies, mais il n'en sera pas ainsi dans le prototype à échelle réduite, et des précautions spéciales devront être prises.

Une solution possible est représentée sur le cliché 2 (fig. 1 et 2 de P/936). Je voudrais d'abord attirer votre attention sur la partie de droite. Après avoir pénétré dans la cuve par la partie inférieure, la suspension se divise en deux courants, un courant central et un courant extérieur. Par la suite, les deux flux se rencontrent, ce qui amène une turbulence dans la chambre de mélange. Cela est nécessaire, car la vitesse du courant dans le circuit extérieur est si élevée que la suspension n'y reste pas homogène. Après que la suspension a été rendue homogène, un ensemble de séparations verticales sert à guider sa circulation dans la direction verticale à travers la pile cylindrique. Cependant, la circulation n'est pas absolument régulière dans ces conditions et c'est ainsi qu'une lente rotation se superpose au courant vertical. Les figures 1b et 1c montrent le dispositif spécial de correction de l'écoulement. Enfin, la figure 1a montre une maquette de la cuve de la pile, dans laquelle circule une suspension dont les propriétés du point de vue de la sédimentation sont les mêmes que celles de particules de UO_2 de 10 μ dans de l'eau à 250 °C.

Je voudrais attirer votre attention sur un point : les tubes latéraux qu'on voit sur la figure 1a ne sont pas indispensables à la cuve : ils ne servent que pour mesurer, par des méthodes optiques, la concentration à travers la cuve.

Avant de vous montrer le schéma de principe d'une pile homogène de ce genre, je voudrais faire une brève remarque sur les pompes qui doivent être utilisées. Dans une pile où le circuit externe est fortement radioactif, il faut que les pompes utilisées soient d'un fonctionnement très sûr. C'est pourquoi nous sommes en train d'étudier, pour la génératrice nucléaire, des pompes à dépression où la force motrice provient de la différence de densité entre une suspension donnée et une autre suspension mélangée à un volume important de gaz (à nouveau l'hydrogène ou, dans le cas de la génératrice nucléaire, le deutérium). Le volume occupé par une pompe à dépression est donc assez important et c'est pourquoi nous voulons réaliser une combinaison pompe-échangeur thermique en installant une série de pompes fonctionnant en parallèle et présentant une large surface d'échange thermique. Pour assurer la stabilité du fonctionnement de ces pompes en parallèle, il faut faire appel à des dispositifs spéciaux pour l'admission du gaz et le démarrage des pompes.

Toutefois, pour nos expériences à échelle réduite, nous utiliserons une pompe rotative normale, à enceinte étanche, principalement parce que la résistance à l'écoulement est relativement élevée dans ce système et qu'une pompe rotative est beaucoup plus efficace dans ces conditions. En outre, la pompe montée sur cette pile expérimentale n'aura pas besoin d'être prévue pour une très longue durée d'utilisation.

Le cliché 3 (fig. 3 de P/936) représente le schéma de la pile. Le circuit primaire du combustible comprend la pile, l'extracteur de gaz, la pompe rotative et l'échangeur thermique, de conception très simple. Viennent ensuite les circuits du gaz qui partent de l'extracteur. Dans les circuits de dérivation circule de l'eau, sauf dans un cas particulier. La pile est entourée d'un réflecteur en oxyde de béryllium et d'un second réflecteur en graphite. L'ensemble de la cuve de la pile et des réflecteurs est enfermé dans une enceinte étanche. La pression du gaz au point le plus élevé du circuit de la suspension est liée à celle du gaz à l'intérieur de l'enceinte; ainsi, la cuve elle-même n'a pas à supporter de différence de pression et ses parois peuvent être assez minces. Derrière l'extracteur de gaz se trouve l'appareil normal de recombinaison et une pompe

qui fait circuler l'excès d'hydrogène toujours utilisé dans ce système. Pour autant qu'il se forme du xénon, celui-ci sera principalement entraîné dans le circuit gazeux.

Entre le côté aspiration et le côté refoulement de la pompe rotative est établi un circuit de dérivation dont le but principal est de régler la température d'équilibre dans la cuve même de la pile. A ce point, un cyclone sépare les particules en suspension du liquide, et renvoie ce liquide dans le circuit primaire, tandis que les particules peuvent se déposer dans un réservoir. Si on le désire, on peut ensuite renvoyer les particules de ce réservoir dans le circuit primaire. J'attire votre attention sur le fait que le circuit primaire ne comprend absolument aucune valve. Le fait d'avoir une valve de suspension n'est guère satisfaisant. Cependant, il en faut une au-dessous du réservoir et nous disposons de valves spéciales dont nous pensons qu'elles seront d'un fonctionnement sûr.

En outre, un second circuit de dérivation a été prévu pour la purification chimique. Il comporte également un cyclone où s'opère une séparation des particules qui sont renvoyées vers le circuit primaire, ainsi qu'un système pour la purification du combustible. Enfin, un réservoir de vidange est installé pour le cas où l'on devrait procéder d'urgence au vidage complet de l'installation.

La pile d'énergie zéro n'a pas besoin de ces circuits secondaires, sauf de celui qui est destiné au réglage de la concentration. D'autre part, des barres de réglage ainsi qu'un contrôle très précis de la température sont nécessaires pour maintenir la réactivité à un niveau constant : en effet, dans une pile d'énergie zéro, le coefficient de température, à valeur négative élevée, ne confère au système aucune stabilité intrinsèque.

Je voudrais terminer en déclarant que nous sommes parfaitement conscients des difficultés qu'il y a, pour une petite équipe de chercheurs comme la nôtre, à mener à bien la construction de ces piles. C'est pourquoi nous apprécierons vivement toute observation critique qui pourrait nous aider dans notre effort.

M. DE BRUYN (Pays-Bas) présente comme suit le mémoire P/938 : Plutôt que de résumer le mémoire concernant l'emploi des suspensions sèches comme combustibles nucléaires, je présenterai quelques remarques complémentaires. Dans ce mémoire, trois différents types de piles sont examinés.

Le premier est une pile homogène dans laquelle on utilise des grains d'un mélange d'oxyde de béryllium BeO (ralentisseur) et d'oxyde d'uranium UO_2 (combustible) [cliché 4 (fig. 1 de P/938)]. La cuve de la pile contient les grains mixtes de 250 μ de diamètre qui se déplacent vers le bas. Ces grains sont transportés par un système pneumatique jusqu'aux échangeurs thermiques à couche en ébullition. Ils reviennent au sommet de la cuve par simple débordement de la couche en ébullition. Le gaz qui sert au transport des grains est l'hélium. La cuve est entourée d'un réflecteur en oxyde de béryllium.

Le deuxième type étudié est une pile hétérogène dans laquelle on utilise des grains d'oxyde d'uranium (UO_2) pur [cliché 5 (fig. 3 de P/ 938)]. La cuve de la pile contient un certain nombre de tubes en graphite remplis de grains d'oxyde d'uranium pur, ayant aussi un diamètre de 250 μ. L'eau lourde qui circule entre les tubes est maintenue à une température assez basse, environ 50 °C, et elle joue simplement le rôle de ralentisseur. Les grains d'oxyde d'uranium chauffés jusqu'à 1 200 °C se déplacent vers le bas et sont transportés par un système pneumatique vers les échangeurs thermiques à couche en ébullition situés à l'extérieur de la pile. On utilise un réflecteur en graphite. L'eau lourde qui sert de ralentisseur est refroidie en dehors de la pile à cet endroit. Étant donné que l'on utilise comme ralentisseur l'eau lourde à basse température et le graphite comme élément structurel, la pile pourra fonctionner avec de l'uranium naturel; de plus, le taux de conversion sera élevé.

Le troisième type étudié est une pile dite « quasi-hétérogène » où les grains utilisés sont plus gros (environ 3 mm de diamètre) et se composent d'un mélange de BeO et de UO_2 [cliché 6 (fig. 2 de P/938)].

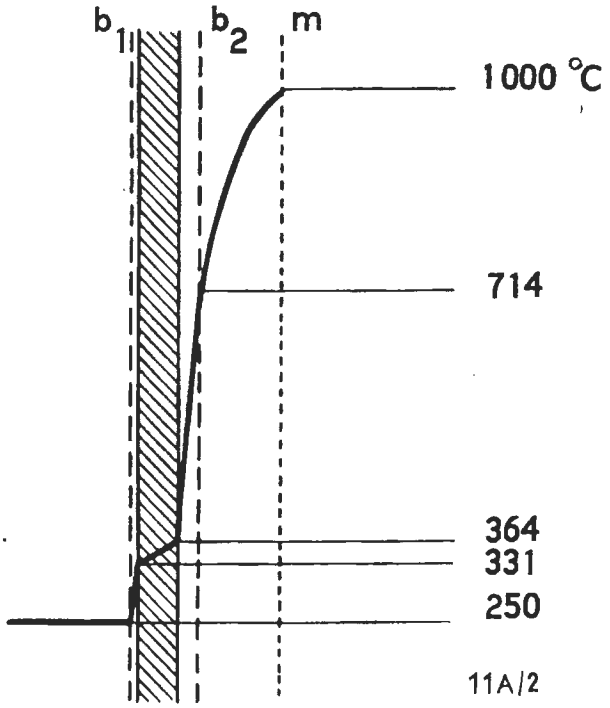
Un grand nombre de tubes de bouilleur, en graphite, sont placés à l'intérieur de la pile. L'eau lourde est entraînée à travers ces tubes par circulation forcée. Les grains mixtes de combustible et de ralentisseur forment une couche au repos entre les tubes. Un courant d'hélium traverse cette couche. Le gaz chaud qui sort de la cuve de la pile peut être utilisé pour sécher ou surchauffer la vapeur d'eau lourde. La cuve du réacteur est entourée d'un réflecteur en oxyde de béryllium et d'une enceinte résistante à la pression.

Tant dans la pile homogène que dans la pile hétérogène, les suspensions sèches servent à transporter la chaleur de la pile à l'échangeur thermique. Il s'avère que dans le cas d'une grande génératrice nucléaire, d'une puissance thermique de 300 MW, la quantité de combustible qui se trouve ainsi en dehors de la cuve représente à peu près 3 ou 4 fois le contenu de celle-ci. Des investissements élevés sont donc nécessaires, même dans le cas de la pile hétérogène où le combustible peut être l'uranium naturel. De plus, nous pouvons nous attendre, pour ces deux types de pile, à de graves problèmes d'usure et de corrosion puisque les grains doivent être transportés par un système pneumatique. Peut-être pourra-t-on cependant réduire notablement l'usure par frottement en donnant aux grains une forme appropriée.

Dans le troisième type, la pile quasi-hétérogène, les grains sont au repos. Le transfert de chaleur des grains au réfrigérant contenu dans les tubes de la cuve est excellent, même lorsque les grains forment une couche immobile, à condition pourtant que l'hydrogène, le deutérium ou l'hélium

circulent entre les grains de manière à provoquer une conduction transversale de la chaleur.

Il faut ici ajouter une observation qui ne figure pas dans le mémoire original. Alors que celui-ci était déjà sous presse, ce type de pile a fait l'objet de nouveaux calculs plus précis. Il est alors apparu que le transfert de chaleur serait bien meilleur qu'on ne l'avait supposé dans le mémoire. Par conséquent, les dimensions de la pile seront beaucoup plus petites (2,50 m de diamètre et 2,50 m de hauteur) et la quantité de combustible et de ralentisseur sera bien moindre, savoir : 1,5 tonne d'oxyde d'uranium moyennement enrichi et 11,5 tonnes d'oxyde de béryllium. Nous avons calculé, pour une pile de 300 MW, le profil de la température entre le réfrigérant et les grains. Le résultat est donné sur le cliché 7.



Cliché 7. — Gradient de température dans les couches de transition.

b_1: Pellicule liquide; b_2: Première couche de grains; m: Température maximum.

D'un côté de la paroi du tube en graphite, nous avons de l'eau lourde en ébullition à 250 °C sous 40 atmosphères. De l'autre côté, le gradient de température dans les grains mixtes au repos atteint jusqu'à 1 000 °C. Des deux côtés de la paroi, nous aurons des couches de transition — une pellicule liquide d'un côté et, de l'autre, la première couche de grains.

Nous avons examiné les valeurs respectives des investissements en combustible, en ralentisseur et en réfrigérant. Pour les trois types de piles à suspension sèche, les résultats provisoires sont indiqués sur le tableau 1.

Tableau I

Type de pile	I	II	III
Puissance (mégawatts) . .	300	300	300
Volume de la cuve (m^3) .	5	13	31,5
Pression de la cuve (atm).	—	40	—
Température maximum des grains (°C)	1 200	1 000	1 200
Température de la vapeur (°C)	310	310	310
Pourcentage de ^{235}U . . .	6	4	0,7
Quantité d'UO_2 (uranium naturel) (tonnes). . . .	2,75	1,45	117,5
Quantité d'UO_2 (uranium-235) (tonnes).	0,15	0,05	—
Quantité de BeO (tonnes) .	31,5	11,5	—
Quantité de D_2O (tonnes) .	—	10	30

Les chiffres de la colonne I sont valables pour la pile homogène, ceux de la colonne II pour la pile hétérogène et ceux de la colonne III pour la pile quasi-hétérogène. Puissance signifie ici production de chaleur. En ce qui concerne le pourcentage d'uranium-235, il ne s'agit que d'un calcul approximatif à cause de la structure plutôt complexe du ralentisseur.

Comme les prix de l'uranium naturel, de l'uranium-235 et de l'eau lourde sont encore matière à discussion, nous n'avons exprimé les investissements en combustible, en ralentisseur et en réfrigérant qu'en tonnes de matières.

Nous n'avons donc pas chiffré les investissements en dollars. La seule chose que nous puissions dire est celle-ci : l'investissement sera le plus bas dans le cas de la pile quasi-hétérogène; il sera environ deux fois plus élevé pour les deux autres. Cependant la pile quasi-hétérogène, tout en exigeant les investissements les plus bas, présente deux inconvénients. D'une part, son taux de conversion est bien inférieur à celui de la pile hétérogène à cause de l'absorption plus forte de neutrons; d'autre part, l'ensemble de la pile doit être maintenu sous pression.

En ce qui concerne l'enlèvement des produits de fission toxiques, la pile quasi-hétérogène, comme les deux autres, offre d'excellentes possibilités. En fait, le xénon et les autres produits de fission volatiles s'échapperont déjà des grains aux hautes températures qui règnent à l'intérieur de la pile, cependant qu'un traitement sera nécessaire pour éliminer le samarium-149, les terres rares, etc. Par conséquent, les grains mixtes seront purgés de façon continue et lente sans aucun danger d'usure par frottement. Les valves de sortie seront du type décrit dans le mémoire.

Ces valves coniques, qui sont nécessaires pour la commande à distance de l'écoulement des grains, sont une application du principe qui consiste à créer un mouvement vibratoire pour fluidiser les grains [voir cliché 8 (fig. 4 de P/938)].

La partie supérieure représente une valve reliée à l'un des tubes d'une pile hétérogène à suspension sèche, type pour lequel ces valves ont été mises au point à l'origine. La partie inférieure donne davantage de détails. Un cône de forme spéciale subit des vibrations plus ou moins intenses. La fréquence est déterminée par la dimension des grains.

Une particularité de l'emploi d'un échangeur thermique interne est que les grains de combustible circulent à travers la cuve de la pile très lentement sans se mélanger. Les grains purifiés sont introduits au sommet de la cuve tandis que les grains contaminés sont évacués par le bas.

Nous sommes arrivés à la conclusion que c'est la génératrice nucléaire de type hétérogène qui présente les meilleures possibilités. Elle a en particulier les avantages suivants :

Premièrement, elle permet de produire une vapeur de haute qualité sans qu'il soit besoin de maintenir la pile sous pression.

Deuxièmement, on peut brûler dans cette pile le combustible le meilleur marché, c'est-à-dire l'uranium naturel sous forme d'oxyde.

Troisièmement, un taux de conversion élevé est assuré et une régénération avec de l'oxyde de thorium est sans doute possible.

Toutefois, lorsque l'on peut accepter un enrichissement modéré du combustible et qu'un taux de conversion élevé n'est pas nécessaire, la pile quasi-hétérogène est la plus avantageuse du point de vue de l'échange thermique.

M. WILLIAMS (États-Unis d'Amérique) présente le mémoire P/494.

DISCUSSION DES MÉMOIRES P/936, P/938 et P/494

M. RIEZLER (Allemagne) : Y a-t-il un risque que des variations rapides se produisent dans la concentration de la suspension, ce qui entraînerait des modifications dangereuses de la réactivité?

M. WENT (Pays-Bas) : Nous ne croyons pas qu'il y ait là un risque très sérieux, mais nous entendons étudier ce problème sur le prototype à échelle réduite que nous projetons de construire. En général, nous croyons que même s'il y a des modifications dans la concentration, cela ne devrait pas être très dangereux vu que les types de piles que nous utilisons ont un coefficient de température négatif élevé. J'ajouterai ceci : dès qu'on envisage une pile à combustible liquide légèrement enrichi, on peut en régler la concentration, et aussi bien une diminution qu'une augmentation de la concentration provoquent une diminution de la réactivité. A cet égard, nous croyons donc qu'il y aura toujours complète stabilité.

Le PRÉSIDENT : M. Vladimirsky, de l'Union soviétique, voudrait poser une question à M. Went ou à M. de Bruyn.

M. VLADIMIRSKY (U.R.S.S.) : Je me réfère à la pile utilisant une suspension d'oxyde d'uranium dans de l'eau lourde. Tout d'abord, je voudrais faire remarquer que ce procédé offre d'excellentes perspectives pour la production d'énergie à bon marché. J'ai deux questions à poser. Premièrement, quelle est, en poids, la concentration maximum de l'oxyde d'uranium dans l'eau lourde? Deuxièmement, je voudrais avoir des détails sur la construction de la pompe destinée à faire circuler la suspension, et en particulier le condensat. Comment fait-on pour séparer la suspension des gaz qui se forment au-dessus d'elle?

M. WENT (Pays-Bas) : En ce qui concerne la concentration de la suspension d'oxyde d'uranium, elle sera, en volume, d'environ 4 pour cent dans les grandes génératrices nucléaires. Par conséquent, nous utilisons dans les expériences avec le prototype à échelle réduite un enrichissement en uranium-235 qui nous permet de réaliser cette même concentration de 4 pour cent en volume. Pour cette concentration, les propriétés radiologiques de l'eau elle-même ne se trouvent pas sensiblement modifiées.

Dans le cas de génératrices nucléaires, nous envisageons de construire des pompes aspirantes à gaz. Ainsi que je l'ai indiqué dans mon exposé, nous voulons réaliser une combinaison de la pompe à dépression et de l'échangeur thermique, ce qui signifie que nous devrons construire une série de pompes fonctionnant en parallèle. Dans ce cas, il pourrait arriver que l'un des tubes de la pompe aspire dans le sens voulu, tandis que, dans le second tube, l'écoulement se ferait vers le bas. Cela pourrait provenir de ce que l'admission du gaz dans le circuit se ferait convenablement dans l'un des tubes, mais non dans le deuxième. C'est pourquoi nous introduisons à l'entrée du gaz une résistance assez forte pour que la pression du gaz juste en aval du point de résistance suffise à contrebalancer la pression de toute la hauteur de la pompe. D'autre part, lors du démarrage de la pompe, il pourrait se faire que l'écoulement se fasse vers le haut dans l'un des tubes et vers le bas dans l'autre tube, et cela, même si le dispositif d'admission du gaz à la partie inférieure fonctionnait normalement. Dans ce cas, l'écoulement au niveau du dispositif d'admission se ferait également vers le bas avec le gaz pour remonter par un autre tube.

Pour éviter cela, il faut avoir un dispositif distinct d'admission du gaz au sommet du tube pendant le démarrage de la pompe. Il est très simple de ménager un tel orifice d'admission du gaz au sommet du tube sans avoir de points d'entrée spéciaux pour le gaz : le gaz venant des autres tubes descend à travers le tube dont le fonctionnement n'est pas correct.

M. HAWTHORNE (Royaume-Uni) : Je voudrais demander à M. Williams quelle proportion des neutrons s'échappant du cœur sont perdus pour la pile dans son ensemble par fuite à travers les tuyaux

d'entrée et de sortie qu'emprunte la solution d'uranium-bismuth lorsqu'elle pénètre dans le cœur ou qu'elle en sort.

M. WILLIAMS (États-Unis d'Amérique) : Étant donné que la géométrie des entrées et des sorties n'a pas été fixée dans le détail pour cet appareil, je ne peux vous donner de réponse précise. Toutefois, d'après certains calculs que nous avons effectués pour d'autres projets, nous ne croyons pas que cela doive réduire les pertes au point que l'on ne puisse obtenir un taux de régénération égal à l'unité.

Le PRÉSIDENT : M. Manson Benedict, des États-Unis, a une question à poser à M. de Bruyn au sujet du mémoire P/938.

M. MANSON BENEDICT (États-Unis d'Amérique) : Je voudrais connaître la pression de l'eau lourde dans la pile quasi-hétérogène que vous avez décrite, et savoir comment l'on empêche l'eau lourde et le gaz de fuir à travers les tubes en graphite qui les séparent.

M. DE BRUYN (Pays-Bas) : La pression à l'intérieur des tubes sera d'environ 40 atmosphères lorsque la pile fonctionnera à une température de 250 °C. Nous estimons que cette pression sera suffisante, vu la compacité du graphite. D'autre part il n'est pas question d'avoir une grande différence de pression entre l'intérieur des tubes du bouilleur et l'extérieur. L'ensemble de la cuve de la pile est soumis à la même pression.

M. FRY (Royaume-Uni) : M. Williams a-t-il des données précises sur la durée pendant laquelle les éléments en graphite du cœur de la pile résisteront aux conditions de fonctionnement? Pourraient-ils être remplacés?

M. WILLIAMS (États-Unis d'Amérique) : En ce qui concerne la durée de résistance de ces éléments, nous avons certaines données relatives aux effets de corrosion d'une solution métallique sur le graphite; ces données, qui ne se rapportent pas à des températures élevées, semblent indiquer qu'aucun problème ne se pose à cet égard. Pour ce qui est des autres conditions, le graphite a d'excellentes propriétés mécaniques aux températures dont nous parlons, soit environ 550 °C, et nous ne pensons pas nous heurter à une difficulté quelconque à cet égard. La troisième possibilité est que des particules de produits de fission puissent pénétrer par recul à travers le graphite — ou qu'il se produise un phénomène de ce genre — du fait que la solution d'uranium-bismuth filtrerait à travers le graphite. Je crois qu'on travaille aux États-Unis et ailleurs à produire un graphite d'une pureté relativement élevée et présentant une surface bien imperméable; il est permis de fonder certains espoirs sur ces recherches. Les données dont nous disposons jusqu'à présent semblent indiquer que l'on pourra construire le cœur de la pile avec cette matière, auquel cas nous ne devrions pas rencontrer de difficultés.

Le PRÉSIDENT : M. Swartout, des États-Unis, aimerait poser une question à M. Went au sujet du mémoire P/936.

M. SWARTOUT (États-Unis d'Amérique) : Je voudrais demander à M. Went s'il a étudié le problème de la répartition de l'uranium dans l'ensemble de la pile pendant son fonctionnement. Deuxièmement, au cas où l'on projette de faire cette étude en analysant des échantillons prélevés dans la pile, comment obtiendra-t-on des échantillons représentatifs? Je puis préciser ma première question en disant qu'elle est inspirée par la difficulté à laquelle nous nous sommes heurtés, aux États-Unis, lorsque nous avons voulu déterminer, dans notre première pile à solution aqueuse, la position exacte occupée par l'uranium à un moment donné dans l'ensemble plutôt complexe de la tuyauterie, des réservoirs, etc.

M. WENT (Pays-Bas) : Dans notre projet, la suspension d'oxyde se trouve seulement dans le circuit primaire et dans le réservoir utilisé pour mettre en marche la pile, pour l'arrêter et, le cas échéant, pour en faire varier la température. En principe, par conséquent, notre intention est de maintenir l'oxyde d'uranium dans le circuit primaire. La composition du mélange n'est pas absolument constante d'un bout à l'autre du circuit primaire parce que la vitesse d'écoulement est beaucoup plus élevée dans les tubes que dans la cuve même de la pile, et qu'il faut combiner cette vitesse avec la vitesse de dépôt. Nous comptons faire une mesure séparée de la concentration totale dans la cuve de la pile en mesurant la différence de pression entre l'entrée et la sortie de cette cuve. Cette différence de pression est naturellement fonction de la résistance à l'écoulement dans la cuve; mais elle dépend aussi très étroitement du poids spécifique du contenu de la pile, poids spécifique qui, lui-même, est principalement fonction de la teneur en oxyde d'uranium, matière beaucoup plus lourde que l'eau lourde.

M. ROLLIER (Italie) : Je voudrais demander à M. Williams quel est l'ordre de grandeur de la quantité de polonium-210 qui serait produit accessoirement dans la pile à combustible métallique liquide ayant les dimensions projetées.

M. WILLIAMS (États-Unis d'Amérique) : Je suppose que vous vous intéressez à la radioactivité du polonium. La quantité de polonium produit lorsqu'il se trouve dans la pile à l'équilibre a une activité du même ordre que celle des produits de fission eux-mêmes. Je ne me souviens pas exactement à combien de millionièmes elle se monte, mais c'est une activité du même ordre de grandeur.

Le PRÉSIDENT : M. Liljeblad, de la Suède, aimerait poser une question à M. Williams.

M. LILJEBLAD (Suède) : Je voudrais poser à M. Williams une question au sujet de la pile au sodium ralentie au graphite. Si vous utilisez des circuits de refroidissement doubles, et si le circuit primaire est de toute façon fortement radioactif, n'avez-vous pas envisagé de supprimer complètement le gainage des éléments de combustible? Le gainage

est coûteux, et il ne faut pas seulement tenir compte des frais fixes; il y a aussi des frais variables qui rentrent en jeu chaque fois que la pile est rechargée. Il y a aussi le problème de la chute de température lorsqu'on passe de l'uranium au réfrigérant. Les recherches que nous avons faites en Suède ont indiqué que si l'on utilise du sodium parfaitement purifié, celui-ci n'a aucune action chimique sur l'uranium.

M. WILLIAMS (États-Unis d'Amérique) : Nous avons bien envisagé l'usage de combustibles non gainés. Nous avons hésité à les employer dans nos premières piles expérimentales, principalement à cause de la difficulté qu'il y a à maintenir la tolérance mécanique des cartouches actives dans les canaux destinés à les contenir. La difficulté d'obtenir de longues barres d'uranium qui ne se déforment pas dans la chambre à combustible et de maintenir le régime d'écoulement du sodium n'a pas été résolue et nous avons hésité à procéder de cette façon dès le début. Nous reconnaissons qu'il serait très intéressant de pouvoir se passer du gainage de la cartouche active et nous espérons procéder, entre autres, à des expériences dans ce sens lorsque cette pile expérimentale sera en service.

M. SPINRAD (États-Unis d'Amérique) : Il semble ressortir du mémoire P/938 que la densité du solide est voisine de celle de matières céramiques en vrac. J'imagine que cette densité de tassement n'est pas vraiment la densité apparente de l'oxyde d'uranium et je voudrais savoir quelle est la densité apparente du solide dans les canaux où circulent ces grains.

M. DE BRUYN (Pays-Bas) : Je ne suis pas sûr d'avoir bien compris votre question, mais je puis dire que le pourcentage du remplissage est d'environ 70 pour cent en volume. Ai-je répondu à votre question?

M. SPINRAD (États-Unis d'Amérique) : Je présume que ces 70 pour cent représentent le volume total occupé par les grains. Ce que je me demandais, c'est, par exemple, quelle est la densité de l'oxyde d'uranium dans les canaux.

M. DE BRUYN (Pays-Bas) : Dans le cas de la pile homogène, nous comptons utiliser des grains mixtes d'oxyde de béryllium et de bioxyde d'uranium, et la densité de ces grains sera d'environ 3,2. Elle dépendra de la proportion relative d'uranium et de béryllium. Dans le cas de la pile hétérogène, la densité des grains atteindra 10,6.

M. SPINRAD (États-Unis d'Amérique) : Nous pourrions peut-être reprendre cette question après la séance.

M. DALTON (Australie) : Je voudrais demander à M. Williams si la perte de neutrons retardés dans le cœur de la pile lui cause des inquiétudes du point de vue de la conduite de la pile, ainsi que du point de vue de leur émission dans les échangeurs thermiques et dans les pompes. Je voudrais aussi lui demander ce qui se passe, quant à la réactivité du cœur, si des fissures éventuelles dans le graphite viennent à être comblées par la solution de combustible.

M. WILLIAMS (États-Unis d'Amérique) : Nous nous rendons compte qu'il y aura moins de neutrons retardés dans la pile; mais, étant donné son coefficient de température fortement négatif, nous ne croyons pas que cela pose de problème grave en ce qui concerne la conduite de la pile. Il en résultera une certaine radioactivité dans l'échangeur thermique. En fait, nous avons trouvé amusant que, dans ce projet de pile, l'écoulement de neutrons dans l'échangeur thermique soit le même que dans la zone de flux maximum de notre pile de recherche à Brookhaven.

M. DALTON (Australie) : Je voudrais vous poser une autre question. Vous inquiétez-vous de ce qui se passerait si la solution de combustible uranium-bismuth venait à pénétrer dans les fissures éventuelles du graphite du cœur de la pile?

M. WILLIAMS (États-Unis d'Amérique) : Nous espérons bien empêcher cela en grande partie, en utilisant du graphite imprégné et regraphité. S'il se produit çà et là une petite pénétration locale, je ne pense pas qu'elle puisse avoir de conséquences sérieuses.

Séance 12 A

PROJETS DE GÉNÉRATRICES NUCLÉAIRES

LISTE DES MÉMOIRES

			Pages
P/495	Les génératrices atomiques à eau lourde, y compris les piles à ébullition	H. P. Iskenderian *et al.*	183
P/624	Génératrice nucléaire homogène à ébullition	A. I. Alikhanov *et al.*	198
P/496	Piles homogènes à solution aqueuse pour la production d'énergie	R. B. Briggs et J. A. Swartout	205
P/335	Automatisation complète de la conduite des piles atomiques	J. Weill	220
P/405	Le projet de pile rapide de Dounreay	J. W. Kendall et T. M. Fry.	226
P/814	Exposé d'ensemble sur les génératrices nucléaires à neutrons rapides	W. H. Zinn	231

Les génératrices atomiques à eau lourde, y compris les piles à ébullition

par H. P. Iskenderian*, L. E. Link*, M. Treshow* et J. M. West*

Les caractéristiques techniques de l'eau lourde diffèrent peu de celles qu'on exige d'un ralentisseur idéal; le pouvoir de ralentissement de l'eau lourde n'est dépassé que par celui de l'eau légère. L'association d'un bon pouvoir de ralentissement et d'une faible section efficace d'absorption des neutrons thermiques donne à l'eau lourde un rapport de ralentissement (quotient du pouvoir de ralentissement par la section efficace d'absorption) de beaucoup supérieur à celui de toutes les autres substances.

L'eau lourde est le seul ralentisseur dont l'emploi puisse être envisagé sérieusement dans une génératrice nucléaire à grande puissance utilisant l'uranium naturel. Si l'on apporte au projet un minimum de soin pour éviter, dans la structure du cœur de la pile, la présence en quantités excessives de substances absorbant les neutrons, une grosse génératrice nucléaire à uranium naturel doit pouvoir fonctionner avec un taux de conversion voisin de l'unité. Ce taux de conversion élevé assure l'entretien de la réactivité tout en permettant le taux de combustion élevé de l'uranium que nécessitent des raisons économiques.

Étant donné la valeur intermédiaire du pouvoir de ralentissement et la faiblesse de la section efficace d'absorption de l'eau lourde, ce sont les plans de réseaux actifs où le rapport du volume d'eau lourde au volume d'uranium est très élevé qui apparaissent comme les plus intéressants. Les valeurs courantes de ce rapport dans les milieux actifs de piles à eau lourde et à eau légère sont respectivement voisines de 20 et de 2. Le volume relativement faible d'uranium simplifie beaucoup les plans du milieu actif, les manipulations de combustible et la conduite de la pile à eau lourde par rapport à son homologue à eau légère. La petite quantité d'uranium et la faible section efficace d'absorption du ralentisseur font que le temps de vie des neutrons instantanés est plus de 10 fois plus long dans une pile à eau lourde que dans le modèle à eau légère. Ce facteur est très important au point de vue de la sécurité, étant donné qu'il n'y a pas à envisager de montées de puissance de courte période dans les piles à eau lourde. Comme une part importante du capital investi dans l'installation d'une centrale nucléaire est en général consacrée aux dispositifs de sécurité, il est probable que le prix de l'électricité produite par une pile à eau lourde sera fortement influencé par ce dernier facteur.

Le principal inconvénient de l'eau lourde employée comme ralentisseur était jusqu'à présent son prix élevé. Voici quelques années, des prix atteignant 100 dollars la livre *avoirdupois* (220 dollars par kg) étaient courants. Les évaluations de la quantité d'eau lourde demandée par mégawatt de chaleur produite variaient de 200 à 1 000 livres (91 à 454 kg). A 100 dollars par livre (220 dollars par kg), avec des frais d'entretien annuels de 12 pour cent, la dépense en eau lourde par kilowatt atteignait entre 1,4 et 7 millièmes de dollar. A cela, il faut encore ajouter les dépenses d'appareillages supplémentaires destinés à réduire les fuites d'eau lourde et les frais représentant la perte effective d'eau lourde. Il est facile de comprendre que ces chiffres de dépenses puissent constituer une raison majeure de renoncer à la construction de génératrices nucléaires à eau lourde.

Mais il est évident, maintenant, que le coût de la fabrication de l'eau lourde peut être singulièrement réduit grâce aux techniques de production en série. Aux États-Unis, le prix de revient actuel pour l'eau lourde produite par des usines à grand rendement est de 28 dollars par livre (62 dollars par kg). A ce prix et avec des plans de piles réduisant au minimum l'investissement en eau lourde par unité d'énergie thermique produite, les frais directement imputables à l'eau lourde peuvent être inférieurs à un millième de dollar par kilowattheure d'électricité produite. La dépense en eau lourde devient sensiblement inférieure à celle du combustible dans la pile à eau lourde et inférieure de très loin au coût du combustible dans les piles qui utilisent d'autres ralentisseurs et de l'uranium enrichi.

Dans une installation de génératrice nucléaire à ébullition à cycle direct, l'eau lourde convient particulièrement bien à la fois comme ralentisseur et comme fluide de refroidissement. Il n'est besoin de faire sortir de la pile qu'une toute petite quantité d'eau lourde, à l'état de vapeur et d'eau de condensation. Dans une pile du type à eau sous pression,

---

Original : anglais.

* Argonne National Laboratory.

la quantité d'eau lourde qui remplit les conduites, les chaudières et les pompes extérieures est voisine de celle qui est contenue dans la pile elle-même.

Les avantages de l'eau lourde utilisée comme ralentisseur sont surtout manifestes dans les piles de grandes dimensions. Pour atteindre la divergence et fonctionner à haute température avec une alimentation en uranium naturel, le cœur des piles à eau lourde doit avoir un diamètre de 10 pieds (3 m) au moins. Si l'on tient compte du réflecteur, il faut une cuve à pression d'un diamètre minimum de 13 pieds (4 m). Pour une pile à ébullition donnant de la vapeur sous 600 livres par pouce carré (42 kg/cm²), la cuve doit avoir une paroi d'environ 4 pouces (10 cm) d'épaisseur. Pour une pile à eau sous pression fonctionnant à 2 000 livres par pouce carré (141 kg/cm²) pour produire de la vapeur sous 600 livres par pouce carré (42 kg/cm²) dans les chaudières extérieures, l'épaisseur des parois de la cuve devrait être telle que sa fabrication serait extrêmement difficile, pour ne pas dire impossible.

Pour choisir, entre divers projets, la pile qui convient le mieux à la production d'énergie, il faut considérer d'une part les possibilités qui existent quant à l'obtention d'uranium légèrement enrichi et d'autre part la puissance totale que l'on désire obtenir. Si l'on ne dispose que d'uranium naturel, les piles à eau lourde sont obligatoirement de grandes dimensions et les piles à eau légère absolument exclues. Une pile à eau lourde et uranium naturel, importante tant par ses dimensions que par l'immobilisation de capital qu'elle représente, doit produire une grande quantité de chaleur pour que le prix de revient de l'unité calorifique soit raisonnable. Nous allons décrire un projet de grande pile à ébullition à eau lourde, alimentée en uranium naturel et capable de produire 1 000 MW de chaleur.

PILE A ÉBULLITION DE 1 000 MÉGAWATTS A EAU LOURDE

Pour obtenir une production d'énergie thermique aussi forte que possible par rapport à l'investissement en uranium, en eau lourde et en appareillages accessoires, il faut diviser l'uranium pour lui donner une grande surface. De ce fait, l'uranium risque de capter une quantité excessive de neutrons de résonance et, par suite, le milieu actif atteindrait des dimensions prohibitives si les éléments isolés de combustibles n'étaient pas groupés en cartouches, ce qui constitue une autoprotection. Grâce à ce groupement, on diminue la partie du milieu multiplicateur à travers laquelle doit circuler l'eau de refroidissement.

La figure 1 représente un élément de combustible pour la pile à ébullition à eau lourde de 1 000 MW. Des plaques d'uranium naturel gainées d'un alliage de zirconium (Zircaloy-2) sont groupées dans des tubes de Zircaloy-2 de 6 pouces (152 mm) de diamètre. L'épaisseur de chaque plaque est de 0,15 pouce (3,8 mm), dont 0,04 pouce (0,1 mm) de gainage. Pour le passage de l'eau, la largeur entre deux plaques est de 0,35 pouce (8,9 mm). Un espace supplémentaire permet la circulation du réfrigérant entre les bords des plaques de combustible et le tube de zirconium.

Dans cette disposition particulière du combustible représentée sur la figure 1, c'est par leur partie supérieure que les plaques sont espacées et fixées. L'espacement est maintenu sur toute la longueur des plaques par des pièces plates ondulées. Ces dernières sont serrées contre les bords des plaques par des ressorts et des pinces semi-circulaires en métal. Les plaques de combustible pourront se dilater librement vers le bas, si besoin est, sous l'effet de l'irradiation ou du cycle thermique, ou des deux simultanément.

C'est la longueur et le nombre total des cartouches de combustible introduites dans la pile qui déterminent la production d'énergie. On estime que, dans une pile à ébullition fonctionnant sous une pression absolue de 600 livres par pouce carré (42 kg/cm²), la puissance peut atteindre 0,28 MW par pied (0,85 MW par mètre) de longueur de cartouche selon modèle représenté à la figure 1. Cette puissance correspond à un flux moyen de chaleur d'environ 160 000 Btu par heure et par pied carré (43,5 kcal/cm²). Ainsi, pour une puissance totale de 1 000 MW, il faut une longueur totale de 3 550 pieds (1 080 m). Le poids total d'uranium est de 43 tonnes. Pour diverses raisons, qui apparaîtront plus clairement dans l'exposé d'autres caractéristiques du projet, on l'a réparti en 295 cartouches, chacune ayant une longueur active de 12 pieds (366 cm).

La figure 2 représente une coupe horizontale de la pile. Les cartouches de combustible décrites ci-dessus sont réparties en un réseau triangulaire. La distance de 8 pouces (203 mm) qui sépare les cartouches a été fixée pour tenir compte de considérations d'ordres nucléaire, mécanique et économique. La distance entre des cartouches d'un diamètre de 6 pouces (152 mm) ne peut guère descendre au-dessous de 8 pouces (203 mm) sans entraîner des complications mécaniques et une augmentation de la capture des neutrons de résonance, ce qui conduirait à une dimension critique beaucoup trop grande du milieu multiplicateur. Utiliser un réseau d'un pas très supérieur à 8 pouces (203 mm) serait réduire par trop la production de chaleur par unité de volume de la pile et augmenter en conséquence le capital immobilisé en eau lourde et en appareillages. Pour un pas de réseau très grand, la formation de vapeur dans les cartouches de combustible augmenterait la réactivité et présenterait un réel danger d'emballement nucléaire autocatalysé.

Les 295 cartouches disposées selon le réseau triangulaire de 8 pouces (203 mm) forment un milieu actif d'environ 12 pieds (3 660 mm) de diamètre. Un réflecteur d'eau lourde de 1,25 pied (381 mm) entoure ce cœur. Des barres de réglage en

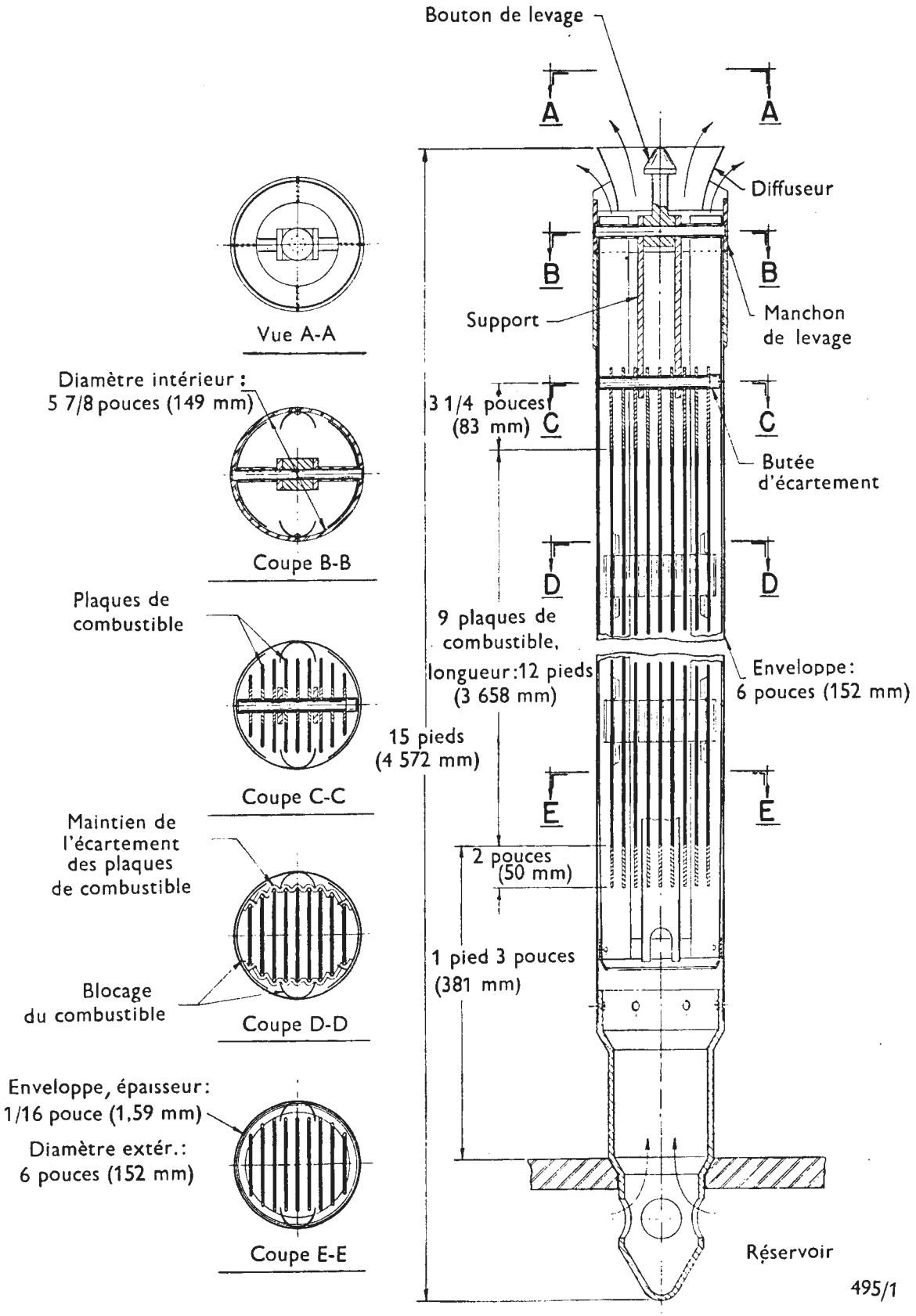


Figure 1. — Cartouche de combustible de la pile à ébullition à eau lourde de 1 000 MW.

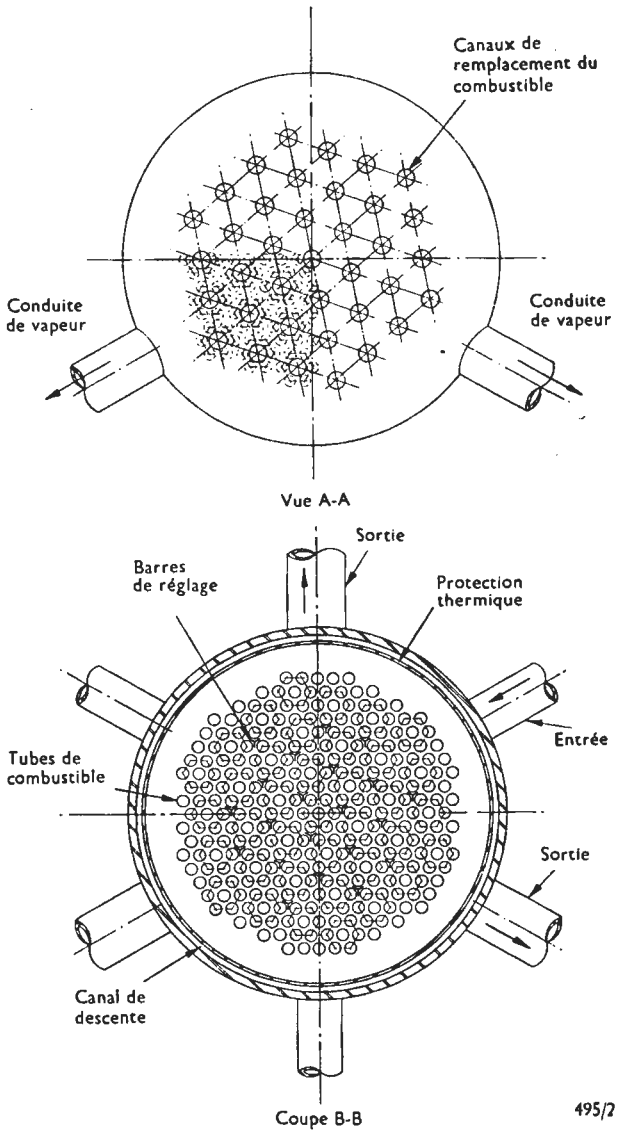


Figure 2. — Vue en plan de la pile à ébullition à eau lourde de 1 000 MW.

forme d'Y sont intercalées dans le réseau comme l'indique la figure. Une enveloppe d'acier inoxydable entourant le réflecteur joue le rôle d'écran thermique pour l'absorption des rayons gamma, et réduit ainsi les contraintes thermiques de la cuve à pression, en même temps qu'elle constitue la séparation entre les courants ascendant et descendant de l'eau de refroidissement. L'épaisseur du canal annulaire de descente est de 3,5 pouces (89 mm). La cuve à pression elle-même a un diamètre extérieur de 16 pieds (4 870 mm) et une épaisseur de paroi de 4 pouces (102 mm).

La figure 3 représente une coupe verticale de la pile. L'eau de refroidissement est envoyée par des pompes dans le réservoir situé sous le cœur par trois conduites de 24 pouces (610 mm), avec un débit de 75 000 gallons par minute (4,73 m³ par seconde). Du réservoir, l'eau est répartie dans les 295 cartouches de combustible, à travers lesquelles elle s'écoule à une vitesse variant de 3 pieds par seconde (915 mm/s), en bas, à 16 pieds par seconde (4 870 mm/s), en haut. Cette eau est légèrement au-dessous du point d'ébullition à son entrée dans la pile, mais, au sommet des cartouches de combustible, elle contient environ 80 pour cent de vapeur, en volume.

Une alimentation d'eau provenant du condenseur de l'installation pénètre à la température de 90 °F (32 °C) dans la cuve de la pile par une conduite spéciale; par un système de répartition, elle est envoyée dans les intervalles qui séparent les cartouches de combustible à une hauteur un peu supérieure à la grille inférieure. Cette eau froide s'échauffe peu à peu dans son ascension, sous l'effet du rayonnement gamma, du ralentissement des neutrons et de la conduction thermique des parois des tubes de combustible de 6 pouces (152 mm) de diamètre. Au moment où cette eau atteint le haut du cœur de la pile, sa température se sera élevée jusqu'à environ 300 °F (150 °C). La température moyenne du ralentisseur et du réflecteur est environ 200 °F (93 °C). En maintenant ainsi le ralentisseur à une température relativement basse, on réduit par résonance la capture et les fuites de neutrons, ce qui augmente la réactivité et élève un peu le taux de conversion. Il est également indiqué de maintenir ce ralentisseur au-dessous de son point d'ébullition pour éviter les variations brusques qu'entraînerait une chute de pression sous le dôme de vapeur, à la suite d'un appel de vapeur à la turbine.

Les courants d'eau ascendants qui sortent des cartouches de combustible se mélangent au ralentisseur au-dessus du cœur. Cette eau légèrement sous-refroidie est alors renvoyée par le canal annulaire de descente et les conduites d'évacuation jusqu'aux pompes de circulation.

L'épaisseur du réflecteur au-dessous et autour du cœur est de 1,25 pied (381 mm). Une partie de l'espace compris entre le fond de la cuve et la grille inférieure est remplie d'acier pour réduire la quantité d'eau lourde. Au-dessus du cœur, l'épaisseur du réflecteur est portée à 3 pieds (91 mm) afin de diminuer les effets de turbulence superficielle sur la réactivité. Le poids total d'eau lourde de la pile est d'environ 100 tonnes. Un supplément de 20 tonnes est réparti entre les appareillages de la centrale et le stock de réserve.

Les barres de réglage sont prolongées par des tiges, dont chacune traverse un joint étanche maintenu par une bague pour aboutir aux mécanismes de commande situés dans une chambre protégée, voisine de la pile. L'eau lourde qui fuit par les joints est récupérée et renvoyée dans le circuit. En position de retrait, la partie des barres qui absorbe les neutrons est au-dessus du cœur; mais, en cas de besoin, elles peuvent être introduites rapidement dans le cœur, sous le double effet de la pesanteur et de la pression de la vapeur.

Un vaste dôme de vapeur au-dessus du niveau de l'eau offre un large espace où l'eau de condensation

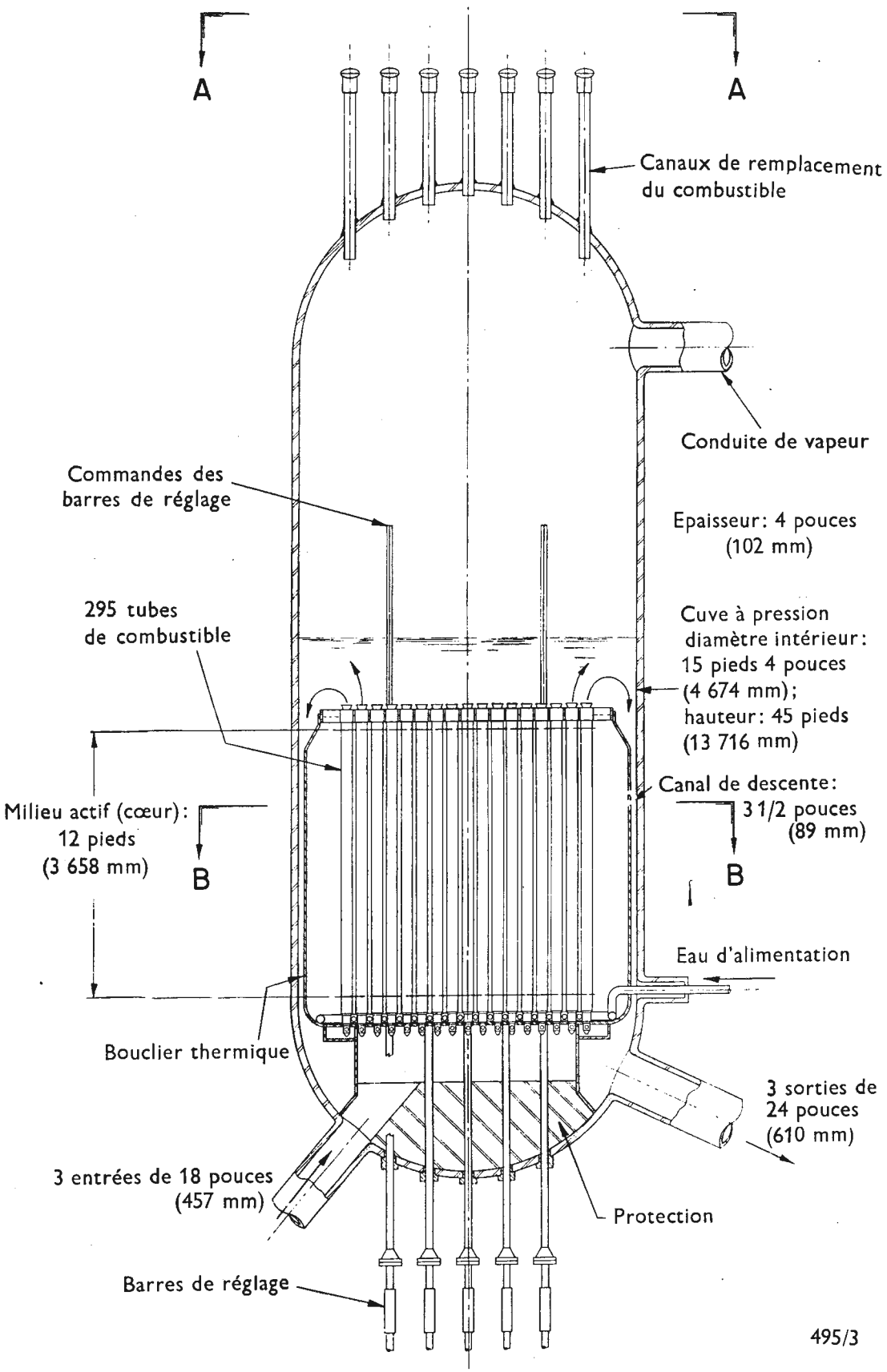


Figure 3. — Coupe verticale de la pile à ébullition à eau lourde de 1 000 MW.

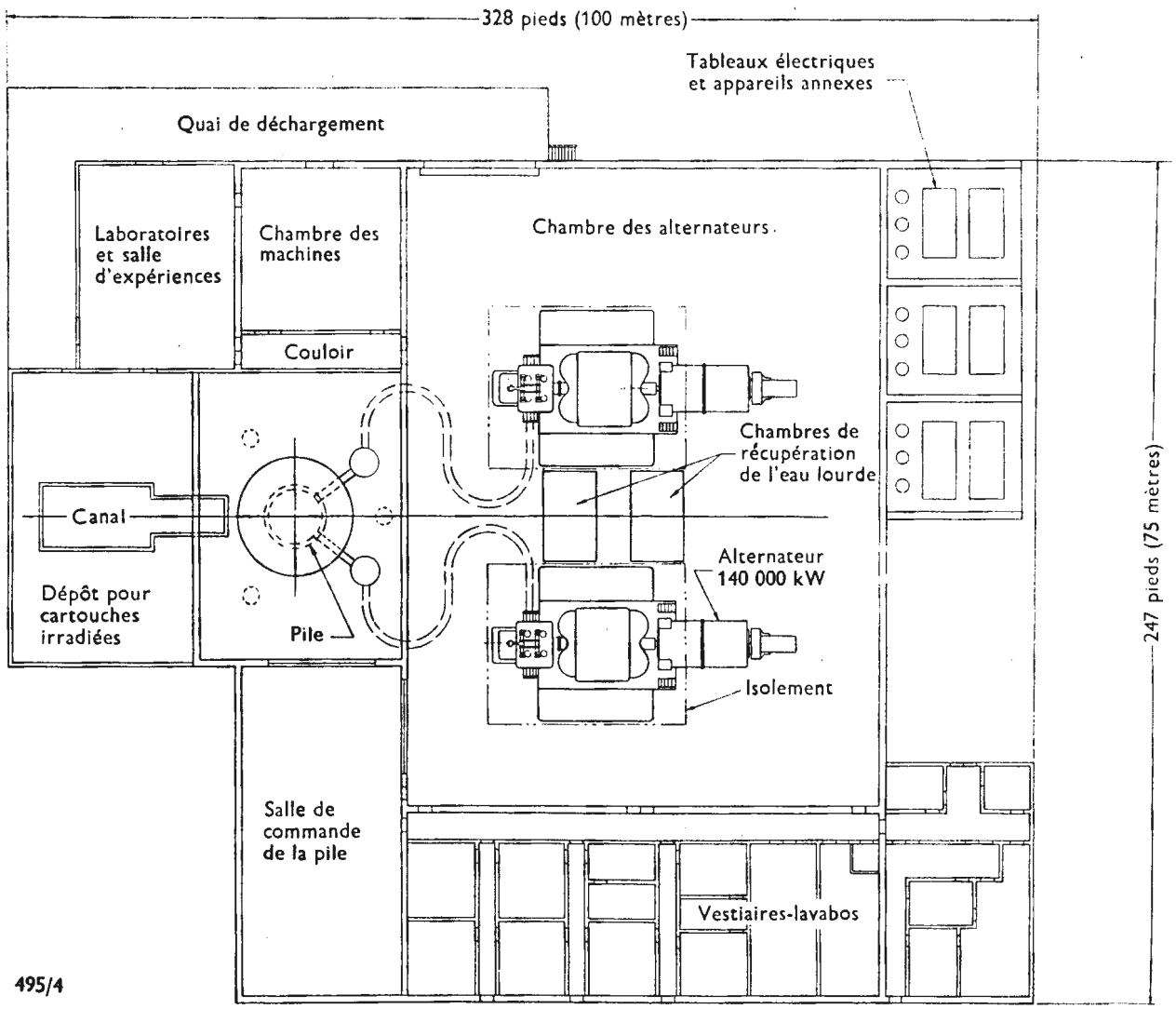


Figure 4. — Vue en plan d'une centrale équipée de la pile à ébullition à eau lourde de 1 000 MW.

se sépare de la vapeur, avant que celle-ci ne quitte la pile par des conduits placés près du sommet. A 1 000 MW et sous une pression absolue de 600 livres par pouce carré (42 kg/cm²), le débit de vapeur est de $2{,}9 \times 10^6$ livres par heure ($1{,}31 \times 10^6$ kg/h).

Comme une fermeture mobile assurant l'étanchéité sur un tel diamètre serait d'une réalisation très difficile, le couvercle est soudé à la cuve sous pression; le chargement et le déchargement du combustible se font au travers de trous d'accès percés dans ce couvercle. Un trou est ménagé au centre de chaque hexagone du réseau, donnant accès à sept cartouches de combustible comme l'indique la figure 2. Le dispositif de chargement et de déchargement du combustible est muni d'un tube à double rotule, qui se déplie horizontalement après avoir traversé l'orifice d'accès. Dans cette position, il peut atteindre n'importe laquelle des six cartouches périphériques faisant partie d'un ensemble de sept.

La place de la pile par rapport aux autres principaux appareils de la centrale nucléaire est indiquée sur les figures 4 et 5. La vapeur qui sort de la pile traverse des cylindres de condensation avant d'atteindre les turbo-alternateurs. La puissance électrique totale fournie par les alternateurs est en gros de 270 000 kW. Compte tenu des besoins de l'installation, la puissance électrique aux bornes est de 250 000 kW net.

Le taux de conversion dans une pile à ébullition fonctionnant à l'eau lourde et à l'uranium naturel et produisant une puissance de 1 000 MW est, d'après les calculs, de 0,90, avec un excès initial de réactivité de 2,3 pour cent; mais d'après des déterminations expérimentales, on a pu établir que le taux de conversion, dans des réseaux à eau lourde et à uranium, a même une valeur supérieure d'environ 4 pour cent à celle qui avait été calculée théoriquement. Des études de l'évolution de la réactivité portant sur une longue période, où l'on a tenu compte des effets des produits de fission et

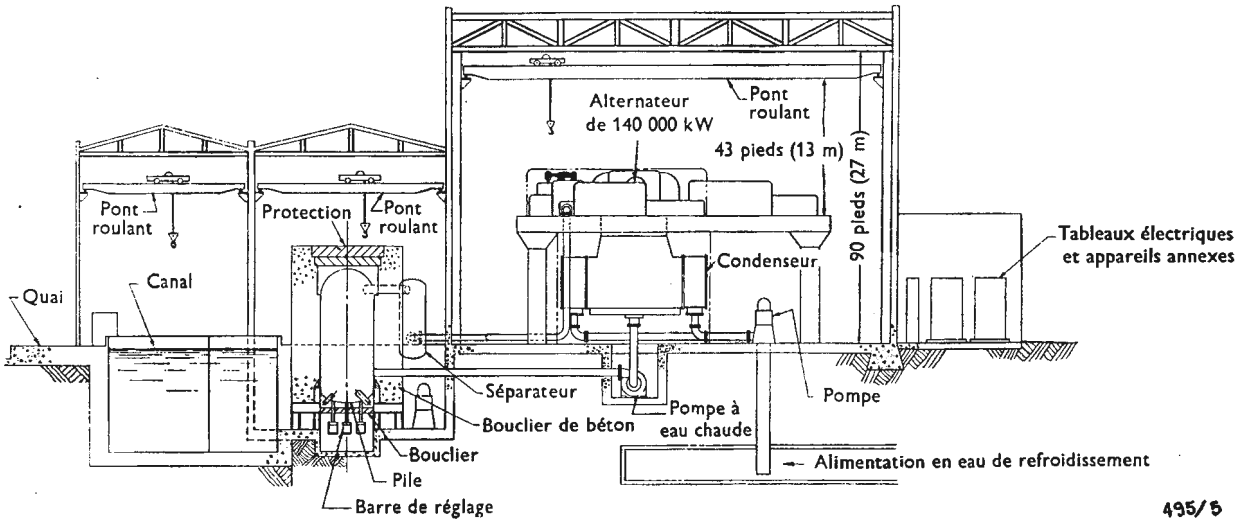


Figure 5. — Vue en élévation de la centrale équipée d'une pile à ébullition à eau lourde de 1 000 MW.

des produits de transmutation, permettent d'espérer que le combustible de cette pile pourra être irradié jusqu'à 10 000 mégawatts-jour par tonne sans devenir sous-critique. Il faudra peut-être un léger remaniement de la disposition du combustible et un ajustement de la quantité totale d'uranium dans le cœur, pour profiter au mieux de l'augmentation de réactivité du combustible au début du fonctionnement et compenser la diminution qui se manifeste par la suite, et atteindre ainsi la puissance désirée de 10 000 mégawatts-jour par tonne.

Un devis estimatif du prix de l'électricité produite par la centrale utilisant la pile à ébullition de 1 000 MW est sommairement indiqué dans l'appendice B. Nous y indiquons qu'une quote-part des dépenses annuelles de 12 pour cent du prix de l'eau lourde dans l'installation, correspondant à l'amortissement et aux intérêts de ce capital, ne représente que 0,5 millième de dollar par kilowattheure d'électricité vendue. Cinq pour cent d'eau lourde, perdus chaque année par les fuites, entraînent une dépense supplémentaire de 0,2 millième de dollar par kilowattheure. Les frais de combustible par kilowattheure se montent à 1,9 millième de dollar. Ainsi, le coût du combustible dépasse de beaucoup celui de l'eau lourde.

Dans la conception de cette pile à uranium naturel et à eau lourde, les auteurs n'ont fait que suivre un processus logique; cette génératrice est surtout intéressante lorsqu'elle est construite en de grandes dimensions, et par suite adaptée à de fortes productions de puissance. Mais même si l'on ne désire produire que de plus faibles quantités, il ne faut pas écarter systématiquement la pile à eau lourde sans une étude minutieuse. Toutefois, pour un tel usage, la condition *sine qua non* est de pouvoir enrichir légèrement l'uranium utilisé comme combustible : condition aisément réalisable, car si l'on dispose d'uranium enrichi pour des piles de types différents, on peut disposer à fortiori de la quantité plus faible d'uranium enrichi nécessitée par les piles à eau lourde. Nous avons démontré plus loin que, pour des productions d'énergie thermique relativement faibles, de l'ordre de 250 MW, le prix de l'électricité produite par une pile à eau lourde ne doit pas dépasser celui de l'électricité produite par une pile à eau légère de même puissance.

En supposant que l'on puisse disposer d'uranium légèrement enrichi, on a sensiblement plus de liberté dans l'établissement du projet du milieu multiplicateur. Par exemple, on aura toute latitude de s'éloigner du groupement en faisceaux serrés qui sert pour l'uranium naturel. Une légère augmentation de l'homogénéité du mélange de combustible et de ralentisseur a pour effet d'augmenter la probabilité de capture par résonance (diminution du facteur anti-masse), et, par suite, exige une augmentation de la teneur en uranium-235 du combustible pour maintenir la réactivité. Le taux de conversion se trouve, de ce fait, légèrement augmenté.

PILE A ÉBULLITION DE 250 MÉGAWATTS A EAU LOURDE (D_2O)

Nous avons étudié un projet de pile à ébullition à eau lourde de 250 MW. Les plans d'ensemble sont identiques à ceux décrits ci-dessus pour la pile de 1 000 MW, exception faite de la taille, qui est plus petite. On a utilisé une cartouche de combustible du même principe que celui de la figure 1, mais avec un diamètre extérieur de 5 pouces (127 mm) au lieu de 6 pouces (152 mm). Ces cartouches plus petites étaient séparées par des intervalles de 7 pouces (178 mm), selon un réseau triangulaire. Dans le cas de la pile de 250 MW, le milieu actif a un diamètre de 7,5 pieds (2 280 mm) et une hauteur de 7,5 pieds (2 280 mm). La quantité totale d'uranium y a été réduite dans le rapport des productions d'énergie, ce qui donne environ 11 tonnes

dans le cas d'une pile de 250 MW. Le diamètre extérieur de la cuve a été ramené de 16 pieds (4 870 mm) à 11 pieds (3 350 mm). On a adopté, comme dans l'autre pile, une pression absolue de fonctionnement de 600 livres par pouce carré (42 kg/cm²).

Les calculs nucléaires relatifs au cœur de la pile de 250 MW sont détaillés dans l'appendice A. La teneur en uranium-235 du combustible est de 0,92 pour cent. Le taux de conversion initial est 0,87, avec un excès de réactivité de 2,2 pour cent. Pour pouvoir irradier à coup sûr le combustible jusqu'à 10 000 mégawatts-jour par tonne, comme dans la pile de 1 000 MW, on comble la différence de 0,03 (0,90 — 0,87) dans les taux de conversion en ajoutant des « super-cartouches » de combustible enrichi à 100 pour cent en uranium-235 au cours de la combustion.

En se reportant à l'appendice B, on verra que le fait de ramener la pile à cette dimension réduite et d'enrichir le combustible a pour résultat final d'augmenter l'ensemble des dépenses en combustible et en eau lourde, qui passe de 2,6 à une valeur comprise entre 3,9 et 4,6 millièmes de dollar par kilowattheure. Néanmoins, il est manifeste que cette pile à eau lourde de 250 MW reste intéressante du point de vue économique, si on la compare à une pile à ébullition à eau légère de même puissance.

PILE A ÉBULLITION DE 250 MÉGAWATTS A EAU LÉGÈRE (H_2O)

La figure 6 donne une idée de l'aspect d'une pile à ébullition de 250 MW utilisant comme ralentisseur de l'eau légère (H_2O) circulant naturellement. Des différences assez nettes avec la pile à eau lourde sautent aux yeux en ce qui concerne le cœur de la pile (milieu actif). Aux piles utilisant l'eau légère comme ralentisseur, il faut un mélange de combustible et de ralentisseur bien plus homogène pour que l'enrichissement voulu conserve une valeur convenable et pour que soient évités les points excessivement chauds. Ce qui complique très sensiblement les plans du cœur et des systèmes de régulation.

Les cartouches se composent de plaques de combustible du type représenté sur la figure 6; elles ont été choisies de manière à produire le minimum de chute de pression hydraulique compatible avec la densité d'énergie et le flux de chaleur fixés. Dans ce projet, la production de puissance par litre de réfrigérant circulant dans le cœur a été calculée égale à 40 kW/l, ce qui fixe le volume du milieu actif. Le diamètre choisi (9 pieds = 2 740 mm) est supérieur à la hauteur (7 pieds = 2 135 mm) parce que l'énergie spécifique que l'on peut obtenir avec la circulation naturelle est plus grande dans les tubes courts que dans les tubes longs.

Chaque cartouche de combustible de la pile à eau légère contient cinq plaques d'uranium gainées de zirconium, d'une épaisseur voisine de 0,5 pouce (12,7 mm). Ces cartouches ont une section de 6,5 × 6,5 pouces de dimensions totales (165 × 165 mm) et sont logées dans des cellules individuelles de 7 × 7 pouces (178 × 178 mm). Des ensembles de barres de réglage contenant de l'uranium totalement enrichi dans leur partie inférieure et de l'uranium appauvri dans leur partie supérieure occupent les cellules comme la figure le montre. Un moins grand nombre de barres de réglage est nécessaire et le bilan neutronique est amélioré par la substitution d'un absorbant fertile au simple absorbant parasite qu'on introduit très souvent.

Le flux de chaleur maximum dans la pile à eau légère est de 360 000 Btu par heure et par pied carré (97,6 kcal/h/cm²). Le débit de la vapeur produite est de 750 000 livres à l'heure (340 t/h) pour une pression absolue de 600 livres par pouce carré (42 kg/cm²) et 250 MW. Une trentaine de livres d'eau (environ 13,6 kg) sont en circulation pour chaque livre (0,45 kg) de vapeur qui sort des canaux de combustible, ce qui correspond à un débit du fluide de refroidissement de 55 000 gallons à la minute (3,47 m³/s). Le pourcentage en volume de la vapeur contenue dans le fluide de refroidissement à la sortie est voisin de 50 pour cent.

La quantité totale d'uranium qui constitue le cœur de la pile à eau légère est de 72 tonnes. Ce combustible est enrichi de manière à avoir une teneur de 1,1 pour cent d'uranium-235; le taux de conversion est évalué à environ 0,84. On ajoute un supplément d'uranium-235 sous la forme de « super-cartouches » pour entretenir la réactivité pendant toute la durée d'irradiation qui correspond à 10 000 mégawatts-jour par tonne.

L'analyse économique présentée dans l'appendice B montre que la dépense en combustible par kilowattheure d'électricité produite par la pile à ébullition de 250 MW à eau légère à circulation naturelle est de 6,3 à 8,6 millièmes de dollar. Ces valeurs représentent plus du double du prix global du combustible et de l'eau lourde que nécessite une centrale de 1 000 MW; elles marquent une augmentation de 2,4 à 4,0 millièmes de dollar par kilowattheure par rapport au coût des combustibles dans une pile à eau lourde de 250 MW.

La comparaison précédente a été faite en supposant un refroidissement à circulation forcée pour les piles à eau lourde et à circulation naturelle pour la pile à eau légère. Il faut signaler, en outre, que ces systèmes respectifs aboutissent à une puissance supérieure pour une quantité donnée de combustible, dans le cas de l'eau lourde. La disposition du combustible en faisceaux dans les piles à eau lourde convient beaucoup mieux à la circulation forcée et au fonctionnement avec un pourcentage élevé de vapeur dans les cartouches sans compliquer la conduite de la pile. Il semble néanmoins que même la pile à eau légère tirerait un avantage sensible de l'emploi de la circulation forcée, comme on le voit à la colonne 5 du tableau 4 de l'appendice B.

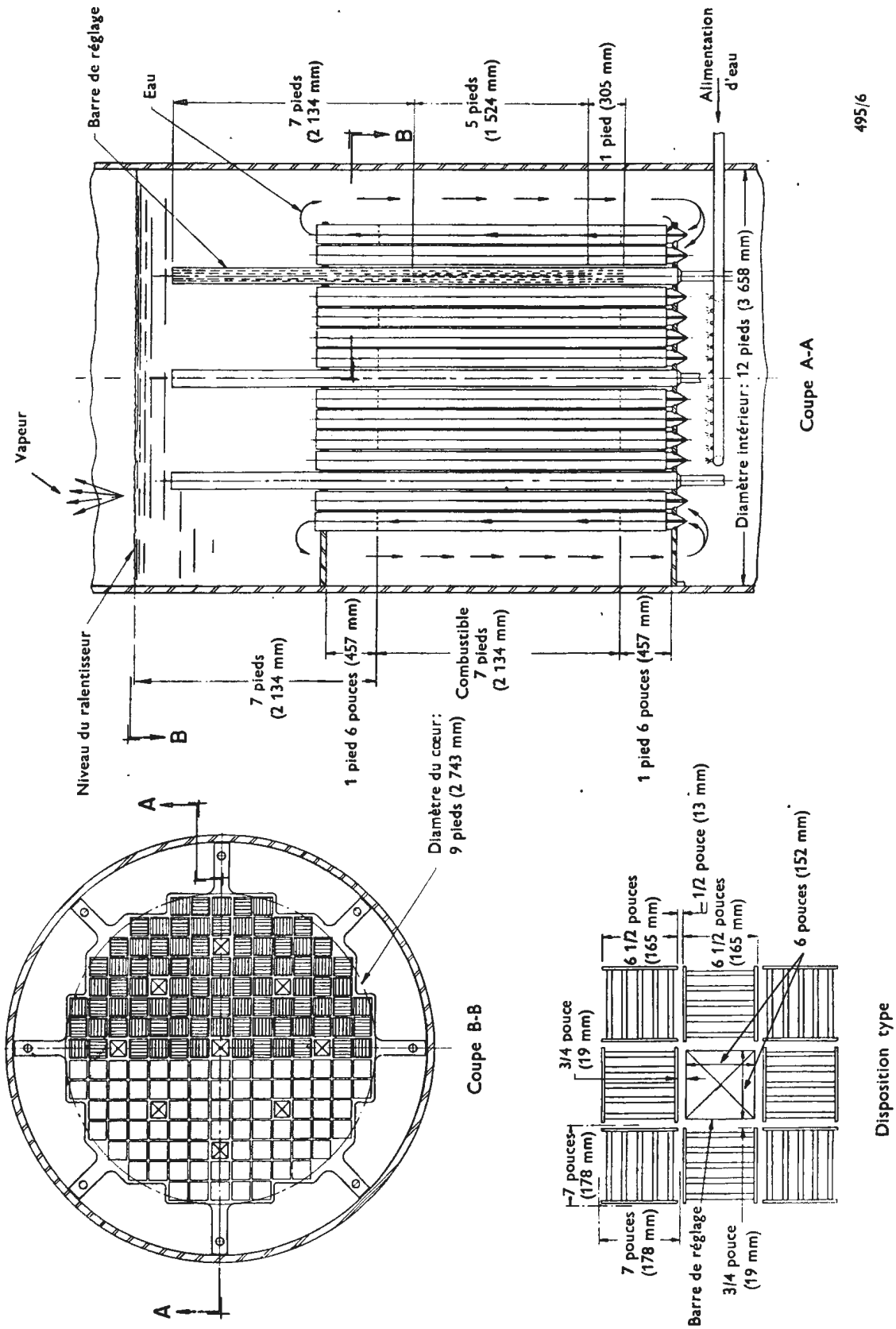


Figure 6. — Pile à ébullition à eau légère de 250 MW.

Pour une pile d'eau légère à circulation forcée, nous pensons que la même puissance (250 MW) pourrait être obtenue avec un milieu actif de volume seulement moitié moindre. Le cœur pourrait être un cylindre de 6,5 pieds (1 980 mm) de diamètre et 6,5 pieds (1 980 mm) de hauteur. En réduisant de moitié l'épaisseur des plaques de combustible, on conserverait le même flux maximum de chaleur. La quantité d'eau en circulation reste la même (55 000 gallons par minute, soit 208 000 litres par minute) pour conserver le même pourcentage de vapeur dans le fluide de refroidissement à la sortie.

La teneur en uranium-235 de ce cœur de dimensions réduites, dans une pile à eau légère à circulation forcée, est environ de 1,15 pour cent. Le taux de conversion serait voisin de 0,82. Le poids total d'uranium serait de 36 tonnes. Le diamètre extérieur de la cuve à pression serait à peu près de 9 pieds (2 740 mm).

Nous avons calculé que la dépense en combustible, dans la pile à eau à circulation forcée de 250 MW, serait de 5,2 à 7,3 millièmes de dollar par kilowattheure (appendice B). C'est donc un gain de 1,1 à 1,3 millième de dollar par kilowattheure sur le coût du combustible dans la pile à circulation naturelle; mais cette diminution de la dépense de combustible est en partie compensée par un supplément en capital immobilisé et en frais de fonctionnement de l'appareillage de circulation forcée. Finalement, le gain net apporté par la circulation forcée semble de l'ordre de 0,7 à 0,9 millième de dollar par kilowattheure.

Les comparaisons précédentes mettent en évidence que la pile à eau lourde de 1 000 MW est capable de produire la vapeur à un prix environ deux fois moindre que la pile à eau légère de 250 MW. Augmenter la taille de la pile à eau légère jusqu'à 1 000 MW n'apporterait pas une baisse sensible de la dépense en combustible pour une quantité de vapeur donnée, car l'enrichissement nécessaire ne diminue guère quand on augmente encore les dimensions du milieu actif.

Pour la pile à eau lourde de 250 MW, nous avons admis un investissement de 25 dollars par kilowatt, mais il est peut-être nécessaire de prévoir un supplément de dépense pour éviter que les fuites d'eau lourde dans l'appareillage extérieur ne dépassent 5 pour cent, proportion de perte dont on a tenu compte dans l'analyse économique; il faut noter toutefois à cet égard que pour gagner un millième de dollar sur le prix du kilowattheure produit par la pile, on doit envisager une dépense de capital de 58 dollars par kilowattheure de puissance installée. Néanmoins, une expérience encourageante a été faite aux États-Unis sur des joints propres à assurer l'étanchéité des appareils à eau lourde; et cette expérience nous a amenés à penser que l'élimination des fuites pourrait se faire à un prix très inférieur à 58 dollars par kilowatt.

Lorsqu'on envisage de très faibles productions d'énergie, les piles à eau légère sont sans aucun doute supérieures aux piles à eau lourde, étant donné d'une part que la quantité d'eau lourde et l'enrichissement du combustible nécessaires pour une production d'énergie donnée augmentent, et d'autre part que le taux de conversion baisse très vite, lorsque la dimension de la pile à eau lourde diminue. A notre avis, pour une production de chaleur correspondant à environ 200 MW, la rentabilité des piles à eau lourde et celle des piles à eau légère sont à peu près équivalentes; si l'on augmente la dimension, la pile à eau lourde est préférable; si au contraire on la diminue, elle est désavantageuse.

La construction de piles à eau lourde de taille moyenne demande du combustible légèrement enrichi, mais cela n'implique pas nécessairement que l'on soit éternellement tributaire de ressources en uranium-235 obtenu par séparation. On peut séparer par voie chimique le plutonium du combustible irradié et l'incorporer à un nouveau chargement de la pile. Une petite quantité d'uranium irradié, donc appauvri en isotopes fissiles, pourrait être éliminée; le reste pourrait être mélangé à de l'uranium naturel et rénové par le plutonium récupéré pour constituer un nouveau chargement de combustible. Ce recyclage pourrait se faire autant de fois qu'on le voudrait avec seulement un peu d'uranium naturel comme substance d'appoint. Dans ce procédé, une usine de séparation chimique et des ateliers de fabrication de cartouches de combustible possédant une activité alpha seraient nécessaires, mais ces ateliers coûteraient peu en comparaison d'une usine de séparation d'uranium-235.

MÉLANGES D'EAU LOURDE ET D'EAU LÉGÈRE

Le fait que l'enrichissement du combustible que nécessite le fonctionnement de piles à eau lourde baisse sensiblement par addition d'un faible pourcentage d'eau légère n'est pas sans intérêt. Dans l'exemple figurant à l'appendice A de ce rapport, on a ajouté 10 pour cent d'eau légère à la pile à eau lourde de 250 MW décrite précédemment. L'enrichissement nécessaire diminue de 0,92 à 0,85 pour cent. Mais le taux de conversion tombe de 0,87 à 0,77, et ce serait un sérieux désavantage que de devoir limiter la durée de l'irradiation totale du combustible pour des motifs tenant à la valeur de la réactivité et non en raison des dégâts dus au rayonnement. La pile à eau lourde-eau légère exigerait un assez fort appoint d'uranium-235 quand l'irradiation dépasserait 6 000 mégawatts-jour par tonne. Si l'on compare cette pile avec la pile à eau lourde, où l'irradiation du combustible est 10 000 mégawatts-jour par tonne, on constate que les dépenses en combustible et en eau lourde sont majorées de 0,5 à 0,7 millième de dollar par kilowattheure. Cependant, pour des milieux actifs beaucoup plus petits, et en choisissant au mieux le pourcentage d'eau légère, on pourrait effectivement baisser le prix de l'énergie en ajoutant de l'eau légère, et cette addition permettrait également de contrôler la température et la production de vapeur, qui risquent autrement d'être très élevées dans les petites piles à eau lourde.

Appendice A

PHYSIQUE DES PILES A ÉBULLITION A EAU LOURDE

Les calculs de physique concernant les piles à ébullition (voir le tableau 2 de l'appendice B) ont été obtenus sur la base de la théorie élémentaire de la diffusion.

Si l'on considère la cellule équivalente, de section circulaire, dans la pile en question (fig. 7), on y trouve d'une part une région 0 comprenant les plaques de combustible, et d'autre part une région périphérique 1, constituée en partie par le fluide de refroidissement, mais surtout par le ralentisseur.

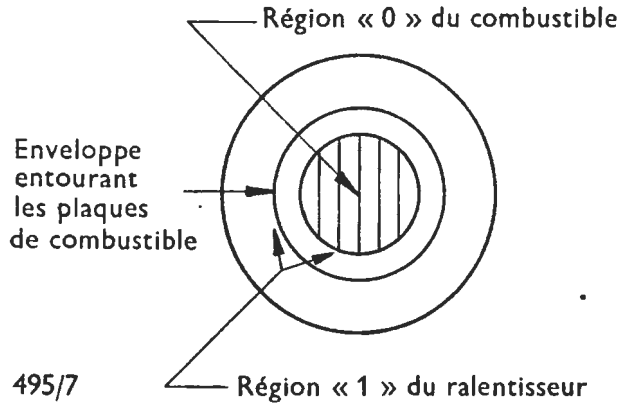


Figure 7.

Dans la détermination des constantes microscopiques ε, p, f, on a supposé que le combustible et tout le zirconium constituaient un mélange homogène au sein du liquide de refroidissement, dans la région du combustible (0). On obtient alors les facteurs de dépression de flux de chaque région, pour les neutrons thermiques et pour les neutrons résonants, sur la base de la théorie de la diffusion. Dans le calcul de p, on a tenu compte de l'autoprotection contre les neutrons de résonance dont sont dotées les plaques parallèles de combustible.

L'aire de diffusion thermique, L^2, s'obtient de la manière habituelle, en utilisant les facteurs de dépression de flux thermique mentionnés ci-dessus. L'âge, τ, selon la théorie de Fermi, a été pris égal à celui du liquide pur de refroidissement et de ralentissement. Étant donné la petite quantité de zirconium qui se trouve dans la pile, le fait que la dispersion due au zirconium augmente les chocs dans le ralentisseur, et le ralentissement des neutrons dû aux chocs inélastiques sur les atomes d'uranium, on a supposé les métaux identiques au liquide de refroidissement et de ralentissement dans le calcul de τ.

D'après des études antérieures sur l'évolution de la réactivité pendant une longue période, nous pensons qu'une pile dont le taux de conversion, calculé au départ, est 0,90 et qui possède un excès de réactivité de 2 pour cent peut rester critique après une irradiation de 10 000 mégawatts-jour par tonne. Ces études ont tenu compte de la formation des chaînes de plutonium-239-240-241 et de l'empoisonnement par les produits de fission. La comparaison des trois piles du tableau 2 est établie à partir de cette irradiation de 10 000 mégawatts-jour par tonne, c'est-à-dire que l'on se réserve le droit d'ajouter selon les besoins des appoints d'uranium-235 sous forme de « super-cartouches » pour maintenir le régime critique pendant toute la durée de l'irradiation.

Nous avons établi également l'effet produit par l'addition d'une petite quantité d'eau légère au ralentisseur en vue de réduire la fuite des neutrons dans les piles de petites dimensions (dernière colonne du tableau 2). Notons bien que les avantages procurés par cette addition en faible pourcentage seraient supérieurs pour des piles plus petites que celle de 250 MW, qui est considérée dans notre tableau. En outre, la proportion de 10 pour cent d'eau choisie pour cet exemple de calcul n'est certainement pas la meilleure. Disons encore que cette unité de 250 MW resterait critique pendant une durée d'irradiation d'environ 6 000 mégawatts-jour par tonne; elle offrirait donc de l'intérêt pour une irradiation du combustible qui serait obligatoirement limitée à cette valeur, par suite des effets du rayonnement sur le combustible ou pour d'autres raisons.

La répartition du Δk effectif entre le point froid, le point chaud et le point d'ébullition, ainsi que pour l'empoisonnement xénon + samarium, est également indiquée au tableau 2 pour la pile à eau lourde de 1 000 MW. Il faut noter que l'addition d'une petite quantité d'eau légère à l'eau lourde de refroidissement et de ralentissement aurait pour effet de réduire les valeurs de ces Δk.

Appendice B

QUESTIONS ÉCONOMIQUES

L'estimation des frais que nous avons présentée concerne surtout les dépenses relatives au combustible et au ralentisseur. Il faut y ajouter l'estimation des autres dépenses principales pour obtenir approximativement le coût total de l'énergie produite par les piles que l'on peut construire dans un proche avenir. Les données principales sont présentées aux tableaux 1, 2 et 3 et les éléments du coût de la production d'énergie au tableau 4.

La cartouche de combustible que l'on utilise dans toutes ces piles est du type multiplaques, représenté par les figures 1 et 6. Le métal de l'enveloppe et celui de la pièce qui doit réunir les plateaux est le Zircaloy-2. Nous pensons que 30 dollars par livre *avoirdupois* d'uranium (66 dollars par kg) devraient couvrir les frais de fabrication de la quantité de combustible requise pour l'une quelconque de ces piles. Le zirconium représente une grande partie

Tableau I

Principaux éléments des projets

Numéro du projet	1	2	3	4	5
Puissance de la pile (chaleur) . . . . . MW	1 000	250	250	250	250
Ralentisseur	D_2O	D_2O	90 % D_2O / 10 % H_2O	H_2O	H_2O
Diamètre du cœur . . . . . pieds	12	7,5	7,5	9	6,5
mm	3 658	2 286	2 286	2 743	1 981
Hauteur du cœur . . . . . pieds	12	7,3	7,3	7	6,5
mm	3 658	2 225	2 225	2 134	1 981
Diamètre intérieur de la cuve à pression . pieds	15,2	10,7	10,7	12	9
mm	4 633	3 261	3 261	3 658	2 743
Dimensions de la cartouche pouces	∅ 6	∅ 5	∅ 5	6,5 × 6,5	6,5 × 6,5
de combustible mm	∅ 152	∅ 127	∅ 127	165 × 165	165 × 165
Réseau	Triangulaire	Triangulaire	Triangulaire	Carré	Carré
Pas du réseau . . . . . pouces	8	7	7	7	7
mm	203	178	178	178	178
Nombre de cartouches de combustible	295	151	151	168	90
Poids total d'uranium . . . tonnes américaines	43,4	10,8	10,8	72	36
tonnes métriques .	42,7	10,6	10,6	70,9	35,4
Teneur de l'uranium en uranium-235	Naturel	0,0092	0,0085	0,0110	0,0115
Taux de conversion initial	0,901	0,869	0,766	0,84	0,82
Épaisseur des plaques de combustible, pouces	0,15	0,15	0,15	0,50	0,50
mm	3,8	3,8	3,8	12,7	12,7
Épaisseur du gainage du combustible, pouces	0,02	0,02	0,02	0,02	0,02
mm	0,5	0,5	0,5	0,5	0,5
Épaisseur du canal d'eau . . . . . pouces	0,35	0,35	0,35	0,7	0,3
mm	8,9	8,9	8,9	17,8	7,6
Flux de chaleur maximum, Btu/heures/pied carré	400 000	400 000	400 000	360 000	360 000
kcal/h/cm²	108	108	108	98	98
Débit du liquide de gallons p. minute	75 000	19 000	19 000	55 000	55 000
refroidissement m³/seconde	4,73	1,20	1,20	3,47	3,47
Densité moyenne du liquide de refroidissement (g/cm³)	0,66	0,66	0,654	0,64	0,64
Température moyenne du ralentisseur . . °F	200	200	200	486	486
°C	93	93	93	252	252
Volume de la vapeur à la sortie . . pour cent	80	80	80	50	50
Pression de la vapeur,					
livres par pouce carré (pression absolue)	600	600	600	600	600
kg/cm² (pression absolue)	42	42	42	42	42
Température de la vapeur . . . . . °F	486	486	486	486	486
°C	252	252	252	252	252
Production globale d'électricité . . . . . MW	270	67,5	67,5	67,5	67,5
Puissance aux bornes . . . . . MW	248	62	62	62,5	61

de cette dépense. Le prix de fabrication de 30 dollars par livre (66 dollars par kg) est valable pour tous les types de piles que nous avons présentés ici. Les frais par unité, pour chaque qualité de l'uranium nécessaire, sont établis sur une base de 18 dollars par livre (40 dollars par kg) d'uranium métallique naturel et 15 à 30 dollars par gramme d'uranium sous forme métallique, contenant 90 pour cent d'uranium-235. Les frais que représentent les combustibles légèrement enrichis sont calculés à partir des mélanges appropriés de l'uranium naturel et de l'uranium à 90 pour cent d'uranium-235. Cette méthode de calcul des dépenses, pour l'uranium légèrement enrichi, donne des valeurs plus élevées que celles que l'on obtiendrait si l'uranium légèrement enrichi provenait directement d'un appareil à diffusion gazeuse. Nous avons fixé deux prix différents pour l'uranium contenant 90 pour cent d'uranium-235; c'est pourquoi on trouvera au tableau 4 deux valeurs différentes pour le coût du combustible.

Tous les combustibles sont évalués en prenant pour base une charge de combustible qui reçoit 10 000 mégawatts-jour par tonne américaine (soit 11 020 mégawatts-jour par tonne métrique) d'irradiation avant la décharge.

Tableau 2

Caractéristiques de fonctionnement des piles à ébullition à eau lourde

	Pile de 1 000 MW; cartouches de combustible 6 pouces (152 mm); pas du réseau 8 pouces (203 mm)	Piles de 250 MW; cartouches de 5 pouces (127 mm); pas du réseau 7 pouces (178 mm)	
Ralentisseur	D_2O pure	D_2O pure	10 % H_2O + 90 % D_2O
ε	1,029	10,30	1,030
p	0,8364	0,7974	0,8592
f	0,932	0,942	0,874
η	1,3362	1,4531	1,4179
k_∞	1,0717	1,1241	1,0968
Teneur en uranium-235	0,00714	0,0092	0,0085
τ (cm^2)	184	186	137
L^2 (cm^2)	86	75	53
$(1 + L^2B^2)\, e^{\tau B^2}$	1,047	1,100	1,073
k_{eff}	1,023	1,022	1,022
Taux de conversion initial	0,901	0,869	0,766
Diamètre du cœur, pieds	12	7,5	7,5
mm	3 658	2 286	2 286
Hauteur du cœur, pieds	12	7,3	7,3
mm	3 658	2 225	2 225
Diamètre intérieur du réservoir, pieds	15,25	10,75	10,75
mm	4 648	3 277	3 277
Nombre de cartouches	295	151	151
Épaisseur du réflecteur :			
Autour et au-dessous du cœur, pieds	1,25	1,25	1,25
mm	381	381	381
Au-dessus du cœur, pieds	3	3	3
mm	91	91	91
Quantité d'uranium, tonnes américaines	43,4	10,8	10,8
tonnes métriques	42,7	10,6	10,6
Température du ralentisseur[a], °F	200	200	200
°C	93	93	93
Densité du fluide de refroidissement[b], g/cm^3	0,66	0,66	0,654

Répartition du Δk dans l'ensemble à D_2O de 1 000 MW ci-dessus :

Δk effectif (point froid—point chaud) =	— 0,0200
Δk effectif (point chaud — point d'ébullition) =	— 0,0094
Δk effectif (Xe + Sm) =	— 0,0377
Δk total =	— 0,0671

[a] Température moyenne du ralentisseur à l'extérieur de la cartouche de combustible.

[b] Densité moyenne du liquide ralentisseur et réfrigérateur dans la cartouche de combustible.

La pile à eau lourde de 1 000 MW a un rapport de conversion suffisamment élevé pour que ce chiffre soit atteint sans appoint de matière fissile. On doit ajouter une certaine quantité d'uranium-235 à toutes les autres piles afin d'atteindre 10 000 mégawatts-jour par tonne américaine (907 kg). Nous avons supposé que cette matière fissile supplémentaire s'ajoute en petites quantités aux plaques de combustible sous forme d'uranium enrichi à 100 pour cent (combustible « super-cartouches »); nous avons supposé, en outre, qu'une cartouche de combustible peut tolérer une combustion de 50 pour cent de l'uranium-235 qui lui est ainsi ajouté. Si bien que, pour chaque gramme de matière consumée, un gramme supplémentaire de matière doit être fabriqué et ensuite récupéré après irradiation. Nous avons

Tableau 3

Valeurs intéressant le financement et le fonctionnement des piles

Type de pile	1	2	3	4	5
Puissance de la pile . . . . . mégawatts	1 000	250	250	250	250
Valeur de l'irradiation . . . . . mégawatts-jour par tonne	10 000	10 000	10 000	10 000	10 000
Combustible nécessaire . . . . . tonnes par an	29,2	7,3	7,3	7,3	7,3
Addition de « super-cartouches » nécessaires, g d'uranium-235 à 100 pour cent par tonne d'uranium	—	400	1 600	700	1 000
Coût de l'installation . . . . . dollars par kW net	150	450	450	400	425
Frais annuels fixes :					
Capital . . . . . pour cent	12	12	12	12	12
Stocks . . . . . pour cent	12	12	12	12	12
Coût de l'uranium sous forme métallique dollars par livre d'uranium	18	34-50	29-39	47-77	51-84
Frais de fabrication du combustible dollars par livre d'uranium	30	30	30	30	30
Coût du métal à 90 pour cent d'uranium-235 dollars par gramme	—	15-30	15-30	15-30	15-30
Main-d'œuvre et entretien . . . . . dollars par an	$1{,}5 \times 10^6$	10^6	10^6	10^6	10^6

Tableau 4

Prix de revient de l'énergie en millièmes de dollars par kWh net

Type de pile	1	2	3	4	5
Capital :					
Usine	4,2	7,7	7,7	6,8	7,2
Combustible initial	0,3	0,4 - 0,5	0,3 - 0,4	3,1 - 4,2	1,6 - 2,3
Réserve d'eau lourde	0,5	0,7	0,6	—	—
Fonctionnement :					
Main-d'œuvre et entretien	0,9	2,3	2,3	2,3	2,3
Combustible, uranium-235 de teneur faible . . .	1,6	2,2 - 2,7	2,0 - 2,3	2,6 - 3,6	2,8 - 3,9
Combustible, « super-cartouches »	—	0,3 - 0,4	1,3 - 1,8	0,6 - 0,8	0,8 - 1,1
Perte en eau lourde	0,2	0,3	0,2	—	—
TOTAL (Combustible + Eau lourde)	2,6	3,9 - 4,6	4,4 - 5,3	6,3 - 8,6	5,2 - 7,3
TOTAL GÉNÉRAL	7,7	13,9 - 14,6	14,4 - 15,3	15,4 - 17,7	14,7 - 16,8

estimé que, dans ce processus de recyclage, le traitement chimique et les frais de refabrication s'élèvent à 30 dollars pour chaque gramme d'uranium-235 brûlé dans une « super-cartouche ».

Le chargement initial en combustible est considéré comme matière de réserve; la charge annuelle correspondante est de 12 pour cent. Les dépenses correspondant à la combustion totale de l'uranium-235 sont considérées comme dépenses de fonctionnement. Aucune valeur n'est attribuée au combustible irradié. On suppose que les frais de séparation des substances fertiles et fissiles d'une part, et des produits de fission d'autre part, sont égaux à la valeur des produits de séparation, ce qui semble être une hypothèse raisonnable dans le cas de forte combustion de combustibles légèrement enrichis.

La dépense de 28 dollars par livre (62 dollars par kg) pour l'eau lourde est calculée à partir des estimations établies pour les grandes usines de production. L'eau lourde retenue dans les installations de la centrale fait partie des réserves, avec une charge annuelle fixée à 12 pour cent. La perte annuelle d'eau lourde est arbitrairement fixée à 5 pour cent de l'ensemble des pertes dans le système. L'expérience acquise avec les piles de recherche à eau lourde a montré que ce chiffre était assez correct.

Les frais de fonctionnement ont été calculés en prenant la moyenne de diverses estimations faites par des équipes industrielles. Étant donné que ces équipes ont calculé la valeur variable des dépenses en capital en fonction de la dimension de l'usine en se basant uniquement sur des piles de tailles différentes (mais non de types différents), il n'est

pas possible d'appliquer ces chiffres de façon satisfaisante aux diverses piles étudiées dans le présent mémoire. Mais nous avons admis, pour les centrales à eau lourde, que les dépenses dépasseraient de 25 dollars par kilowatt celles d'une usine à eau légère de même puissance, en raison des précautions spéciales à prendre pour éviter les fuites ou la contamination de l'eau lourde, et nous avons fixé la charge annuelle correspondant à cet excédent de dépenses en capital à 12 pour cent par an.

Il convient de rappeler que toute analyse économique comporte des éléments adaptés à des situations particulières. La charge annuelle totale de 12 pour cent semble être correcte en moyenne, mais peut varier considérablement selon ces situations particulières. Le coût de l'uranium, les frais de fabrication des cartouches de combustible, le prix de l'eau lourde et les frais de la séparation sont pour la plupart estimés ou établis à partir d'évaluations courantes; mais les dépenses en capital ont été estimées sans que l'on ait eu l'expérience de la construction de grandes centrales nucléaires. Avec le développement de l'utilisation de l'énergie nucléaire, certains éléments entrant dans le calcul des frais et présentés dans ce mémoire peuvent changer complètement. Toute modification dans le prix de la cartouche affectera nécessairement l'estimation des frais de production d'énergie dans tous les types de piles. La pile à eau lourde continuera cependant à présenter de grands avantages économiques, à moins que :

1. Le prix de l'uranium et les frais de fabrication ne viennent à baisser considérablement;
2. Le prix de l'eau lourde ne monte beaucoup;
3. Les pertes d'eau lourde ou sa contamination par l'eau légère ne deviennent très importantes.

Génératrice nucléaire homogène à ébullition

par A. I. Alikhanov, W. K. Zavoïsky, R. L. Serdiouk, B. W. Erchler, L. J. Souvorov

1. INTRODUCTION

L'utilisation de l'énergie atomique à des fins pacifiques suppose tout d'abord l'exploitation à l'échelle industrielle des centrales nucléaires, ce qui n'est possible que si leur construction est simple, relativement peu coûteuse et leur fonctionnement sûr. Les piles homogènes, utilisant l'eau et comme réfrigérant et comme agent de transfert de chaleur, remplissent, nous semble-t-il, ces conditions.

Cependant, dans les publications, on décrit différents types de piles homogènes qui fonctionnent à l'aide d'une solution ou d'une suspension de composés d'uranium placée dans un ralentisseur et qui présentent, de ce fait, un certain nombre d'inconvénients. Elles nécessitent l'emploi de pompes capables de fonctionner sans défaillance pour faire passer le mélange actif à travers le cœur et l'échangeur de chaleur; leur entretien doit pouvoir être assuré par commande à distance, ce qui complique beaucoup l'exploitation.

En outre, l'énergie que fournit, dans ce type de pile, un kilogramme de matière fissile n'est pas élevée, car une proportion considérable du chargement d'uranium se trouve dans la tuyauterie de circulation et dans l'échangeur de chaleur, et ne peut, de ce fait, participer à la réaction. Enfin, lorsque l'échangeur de chaleur est chauffé par un corps présentant une certaine activité neutronique, la vapeur qui pénètre dans les turbines présente une activité gamma, ce qui constitue un grave inconvénient.

Le présent mémoire décrit le schéma d'une pile dans laquelle ces inconvénients sont en grande partie éliminés; il s'agit d'une pile homogène à ébullition.

Une telle pile permet d'éviter l'emploi de pompes qui assurent la circulation du fluide actif. La chaleur produite dans le cœur est directement extraite par de la vapeur d'eau, ce qui réduit la quantité totale d'uranium dans l'installation, car le fluide actif ne passe pas à travers un échangeur de chaleur. Enfin, la vapeur secondaire, qui pénètre dans la turbine, n'est pas radioactive.

Dans la pile considérée, le ralentisseur est, soit de l'eau ordinaire, soit de l'eau lourde; le combustible, de la matière fissile pure, de l'uranium enrichi ou de l'uranium naturel. Dans ce dernier cas, seule l'eau lourde peut être employée. L'uranium peut être réparti dans le ralentisseur sous forme de sel en solution ou de poudre d'oxyde d'uranium en suspension.

La génératrice nucléaire à ébullition est munie d'un réflecteur de thorium pour la régénération du combustible. Par la suite, nous parlerons d'un réflecteur homogène constitué par une suspension de poudre d'oxyde de thorium dans de l'eau lourde.

Pour établir les plans de la génératrice nucléaire homogène à ébullition, il nous a fallu résoudre un certain nombre de problèmes de physique et de technologie d'intérêt général.

Certains de ces problèmes sont examinés dans ce mémoire.

2. LE FLUIDE ACTIF

Le cœur d'une pile homogène fonctionnant avec une matière fissile pure contient plusieurs kilogrammes d'uranium par tonne d'eau. Dans une pile alimentée à l'uranium naturel ou enrichi, la quantité d'uranium atteint plusieurs centaines de kilogrammes par tonne de ralentisseur. Dans le réflecteur, la concentration de la suspension représente plusieurs centaines de kilogrammes d'oxyde de thorium par tonne.

L'expérience a montré que, même dans les cas de fortes concentrations, les suspensions conservent une mobilité suffisante. Elles peuvent être facilement transvasées et leur transport par canalisations est presque aussi facile que celui de l'eau.

Après passage dans un moulin à colloïde, les suspensions se déposent lentement. La vitesse de sédimentation dépend de la grosseur des particules, de la concentration de la suspension et de la viscosité de l'eau. Dans le cas d'ébullition suffisamment intense, de barbotage ou de circulation de la vapeur, les suspensions sont stables et ne se déposent pas. La quantité de vapeur nécessaire pour maintenir en suspension la poudre d'oxyde d'uranium, toutes choses égales d'ailleurs, dépend de la forme du récipient. Pour maintenir par barbotage l'oxyde d'uranium en suspension, il faut un débit de vapeur trois fois plus rapide que celui qui est nécessaire dans le cas d'une suspension d'oxyde de thorium.

On a étudié le comportement des suspensions dans le temps en fonction de la température. La vitesse

Original : russe.

de sédimentation augmente lorsque l'oxyde d'uranium a été soumis à l'ébullition sous pression atmosphérique pendant quelques centaines d'heures. Cette vitesse ne change pas notablement lorsque la suspension dans l'eau est maintenue à la température de 210 °C (sans ébullition) pendant 20 jours.

D'autres expériences ont été effectuées pour étudier la précipitation de la poudre d'oxyde d'uranium sur l'acier inoxydable en contact avec la suspension. On n'observe pas de précipitation dans le cas où l'acier inoxydable est mis en contact, pendant plusieurs centaines d'heures, avec une suspension, à 210 °C sans ébullition, que les expériences soient faites avec une suspension au repos ou avec des suspensions continuellement agitées.

Les expériences pratiquées avec une suspension en ébullition, à la pression atmosphérique, pendant 20 à 25 jours, ont permis d'observer sur les plaques d'acier inoxydable immergées dans la suspension une précipitation et un dépôt de poudre insignifiants dont l'épaisseur ne dépasse jamais une certaine valeur. Si la plaque d'acier inoxydable est placée à la surface de séparation de la suspension et de la vapeur, la couche de dépôt de poudre est plus épaisse.

Les résultats obtenus montrent qu'il est possible d'employer des suspensions d'oxydes d'uranium ou de thorium dans les piles à ébullition.

3. PURIFICATION DE LA VAPEUR ET DU FLUIDE ACTIF

Il est extrêmement souhaitable que la vapeur d'eau sortant de la pile ne contienne pas d'impuretés radioactives. La vapeur entraîne toujours des gouttes d'eau contenant des produits de fission et de la poudre de matière fissile; il est donc nécessaire de la purifier à la sortie de la pile. C'est pourquoi on a mis au point un dispositif assurant cette purification à un degré atteignant 10^{-4} ppm.

Le fonctionnement de la pile entraîne la décomposition de l'eau qu'elle contient avec formation de mélange tonnant qui s'y accumule. Il est commode de faire brûler ce mélange tonnant dans la vapeur. On dispose une chambre à combustion catalytique entre le dispositif de purification de la vapeur et l'échangeur de chaleur. La technique de la combustion catalytique du gaz tonnant est bien connue.

Les fragments de fission gazeux, en particulier le xénon-135, le xénon-131 et le krypton-79, qui s'accumulent dans la pile, sont extraits de l'échangeur de chaleur avec une partie de la vapeur. La vapeur se condense ensuite, pour être remise en circuit, tandis que les gaz sont évacués.

Les fragments de fission qui restent dans le fluide actif peuvent être évacués en procédant périodiquement à un traitement chimique d'une certaine proportion de ce fluide. Des expériences portant sur l'élimination des terres rares contenues dans l'oxyde d'uranium montrent qu'il est possible d'atteindre un degré de purification tel que les pertes parasites de neutrons par capture ne dépassent pas 1 à 2 pour cent.

4. DENSITÉ DU RALENTISSEUR

Pour déterminer la taille critique d'une pile, il est indispensable de connaître la densité du milieu actif. Pour une pile à ébullition, cette valeur ne peut être déterminée uniquement en fonction de la température, car le ralentisseur est un mélange de vapeur et d'eau. En première approximation, nous pouvons parler d'une densité moyenne du ralentisseur en tout point du volume de la pile. Une pile à ébullition peut fonctionner, soit avec circulation libre, soit avec circulation dirigée de la suspension active. Dans le premier cas, la suspension est à la partie inférieure de la pile et la vapeur à la partie supérieure, au-dessus du réflecteur d'évaporation. Dans le cas de circulation dirigée, le circuit peut être externe ou interne; il n'y a pas alors de réflecteur d'évaporation à l'intérieur de la pile.

Dans une pile à circulation libre, la densité moyenne du ralentisseur est plus faible et la taille critique plus grande que dans le cas d'une pile à circulation dirigée, bien qu'il n'y ait pas, dans le premier cas, de circuit et que toute la matière fissile se trouve dans le cœur, ce qui peut augmenter d'une manière appréciable la production spécifique de chaleur (par kilogramme de combustible).

Pour déterminer la densité du ralentisseur, on a employé en première approximation les méthodes décrites dans les ouvrages et périodiques techniques pour le calcul de la circulation dans les chaudières à vapeur ordinaires (Institut central des chaudières et turbines — Méthodes de calcul de la circulation de l'eau dans les chaudières à vapeur, Mashgiz, 1950).

On sait que la densité d'une émulsion de vapeur dans l'eau dépend, toutes choses égales d'ailleurs, du diamètre du récipient dans lequel l'eau est chauffée. Le diamètre des canalisations des chaudières à vapeur ordinaires est de 15 à 20 fois plus petit que celui des canalisations de la pile. Nos expériences ont montré que si le diamètre du récipient augmente, la densité du mélange de vapeur et d'eau commence par croître légèrement, pour devenir constante ensuite. On a utilisé une méthode de barbotage et déterminé la densité en mesurant l'absorption du rayonnement gamma émis par une source de cobalt.

On a ensuite déterminé la densité du mélange vapeur-eau en fonction de la vitesse de circulation de la vapeur et de l'eau dans la pile. En comparant les résultats obtenus, il fut possible de prévoir la densité du mélange vapeur-eau dans la partie supérieure de la pile où la formation de vapeur est relativement faible et où la vapeur provient pour une grande part de la partie inférieure de la pile. Les résultats obtenus ont permis de faire des calculs jusqu'à des pressions de 120 atmosphères.

Dans le cas où de la vapeur se forme au sein du liquide, la densité du ralentisseur diffère légèrement de celle obtenue dans le cas du barbotage. Pour en tenir compte, on a déterminé la densité dans les couches inférieures de la pile d'après les données expérimentales relatives au chauffage de la masse d'eau.

5. SCHÉMAS DES INSTALLATIONS

Les figures 1 a et 1 b représentent deux types de piles homogènes à ébullition et leurs installations correspondantes.

La figure 1 a est le schéma d'une pile sans réflecteur avec circulation forcée externe du mélange actif.

Le mélange vapeur-eau passe de la pile 1 jusqu'au séparateur 3 par la canalisation montante 2. Dans le séparateur, la vapeur est séparée de l'eau et elle est dirigée vers un dispositif de purification 4, puis vers l'injecteur 5 et la chambre à combustion catalytique 6. L'eau sortant du séparateur revient dans la pile par la canalisation de descente 7.

Le mélange actif circule par différence des densités du mélange vapeur-eau contenu dans la pile et la canalisation de montée d'une part, et du liquide contenu dans la canalisation de descente d'autre part.

De la chambre catalytique, la vapeur va dans l'échangeur de chaleur 8, qui produit la vapeur secondaire pour les turbines.

L'injecteur 5 renvoie une partie de la vapeur dans l'échangeur de chaleur et dans la chambre catalytique, afin de compléter la combustion du gaz tonnant résiduel.

De l'échangeur de chaleur, l'eau de condensation revient à la pile par gravité. Un bouilleur électrique 10 est placé dans le circuit pour assurer la stabilité de la suspension pendant le démarrage de la pile.

Il est également possible de réaliser un dispositif de pile (non représenté ici) avec circulation dirigée interne. Tout le dispositif de la pile, y compris la chambre catalytique et l'échangeur de chaleur, peut être réuni en un seul bloc et devenir ainsi très compact.

Le schéma de la figure 1b montre une pile à régénération de combustible, ayant le même système de circulation que dans le premier cas indiqué par la figure 1. La différence réside dans le fait que la pile est entourée d'un réflecteur 11. Le réflecteur est rempli d'une suspension d'oxyde de thorium dans de l'eau lourde en ébullition (dans le cas d'une circulation dirigée), et il est équipé d'un système de circulation externe. La vapeur qui est formée dans le réflecteur est séparée de l'élément liquide dans le séparateur 12 et elle est débarrassée de la poudre d'oxyde de thorium dans le dispositif 13; elle rejoint enfin la vapeur provenant de la pile et qui se dirige vers la chambre de combustion. De l'échangeur de chaleur, l'eau de condensation pénètre dans le réservoir 14, d'où elle est répartie entre la pile et le réflecteur.

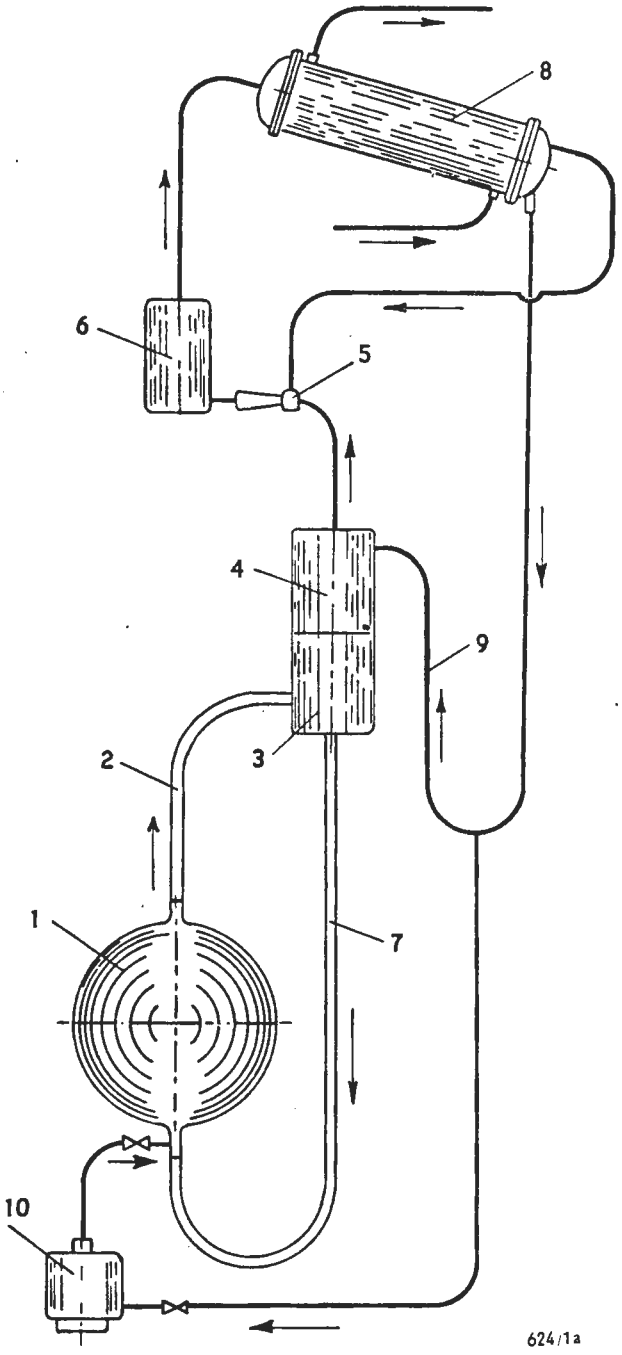


Figure 1*a*. — Schéma d'une pile sans réflecteur.

1. Pile; 2. Canalisation montante; 3. Séparateur; 4. Dispositif de purification de la vapeur; 5. Injecteur; 6. Chambre de combustion catalytique; 7. Canalisation de descente; 8. Échangeur de chaleur; 9. Bouchon hydraulique (siphon); 10. Bouilleur électrique pour le démarrage.

Il faut remarquer que, d'après les plans étudiés, la chaleur produite pendant le retour du mélange actif vers la pile doit être enlevée pour éviter l'ébullition de ce mélange et le renversement de la circulation. La chaleur peut être évacuée à l'aide d'un petit échangeur de chaleur, non représenté dans ces schémas.

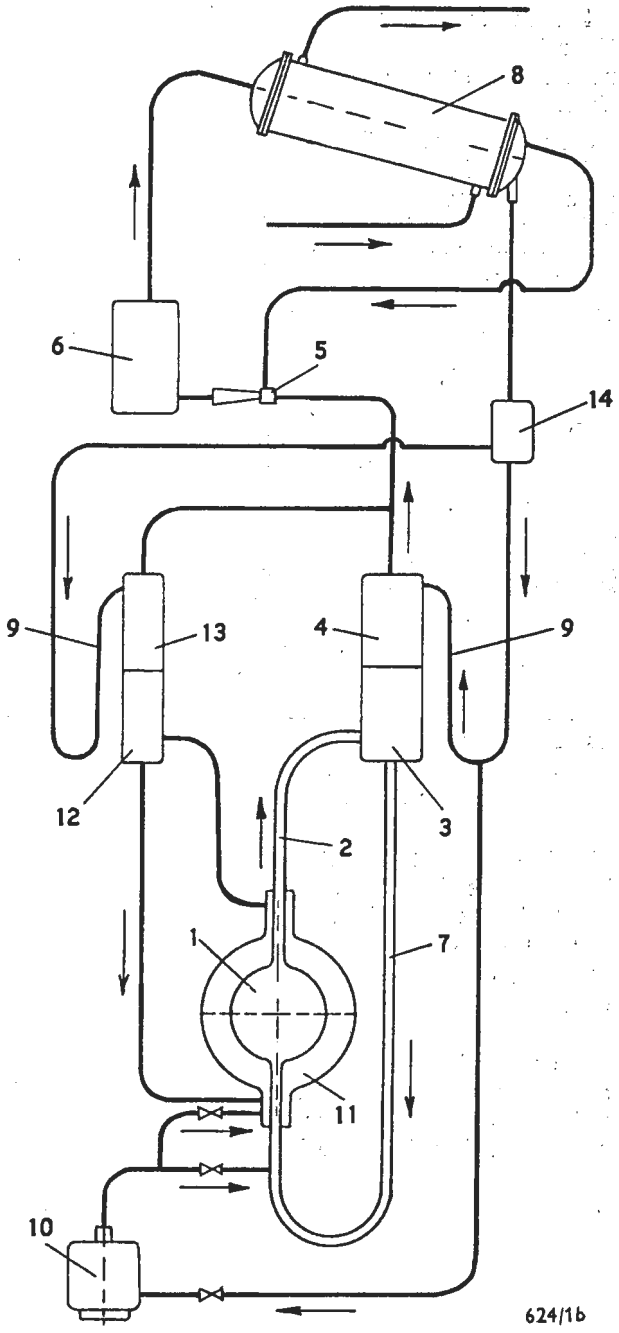


Figure 1*b*. — Schéma d'une pile régénératrice de combustible.

1. Pile; 2. Canalisation montante; 3. Séparateur; 4. Dispositif de purification de la vapeur; 5. Injecteur; 6. Chambre de combustion catalytique; 7. Canalisation de descente; 8. Échangeur de chaleur; 9. Bouchon hydraulique (siphon); 10. Bouilleur électrique pour le démarrage; 11. Réflecteur; 12. Séparateur du réflecteur; 13. Dispositif pour la purification de la vapeur du réflecteur; 14. Réservoir de séparation.

6. PROPRIÉTÉS DES PILES HOMOGÈNES A ÉBULLITION

La construction d'une centrale nucléaire alimentée par une génératrice homogène à ébullition est conditionnée par un certain nombre de problèmes clefs qu'il est opportun de considérer dans leur ensemble plutôt que séparément. Les plus importants de ces problèmes concernent : *a*) disposition de la pile et du réflecteur; *b*) densité moyenne du ralentisseur; *c*) vitesse de circulation, diamètre et longueur des canalisations du circuit de circulation; *d*) température du cœur et pression régnant à l'intérieur de la pile; *e*) concentration en combustible du mélange actif; *f*) rendement thermique; *g*) durée de fonctionnement continu de la pile; *h*) facteur de régénération.

Il est également important de considérer le temps qui est nécessaire pour que la pile autorégénératrice puisse utiliser le combustible secondaire qu'elle a produit, temps qu'on peut appeler « période de doublement » de la pile.

Le problème consiste à combiner les facteurs ci-dessus mentionnés, pour que le prix de l'énergie électrique produite soit le plus bas possible.

L'exposé des méthodes générales employées pour résoudre ces problèmes sort du cadre de ce mémoire. Nous allons décrire ici les particularités les plus notables d'une pile homogène à ébullition, découvertes au cours des études préliminaires.

Nous allons prendre comme exemple la pile autorégénératrice de petite dimension de la figure 1 b. Le combustible employé est de l'uranium-233. Le système de circulation externe choisi comporte une canalisation montante d'un diamètre de 700 mm et une canalisation de descente de 500 mm de diamètre. La hauteur piézométrique est de 5 000 mm.

Les calculs effectués ont permis de déterminer l'énergie thermique de la pile en fonction de la pression pour différentes concentrations du mélange actif en matière fissile. Les résultats du calcul sont donnés dans la figure 2.

Dans ce graphique, le pouvoir thermique de la pile (en milliers de kW) est porté en ordonnées, la pression dans la pile en abscisses. Les courbes en trait plein correspondent à des concentrations constantes en uranium du mélange actif. La concentration en uranium est exprimée en kilogramme d'uranium-233 par tonne d'eau lourde.

Dans une pile de taille critique, la densité du ralentisseur reste constante et correspond à une concentration donnée d'uranium. Il en résulte que chaque courbe à concentration constante de la figure 2, est en même temps une courbe à densité moyenne constante de ralentisseur. Si l'on crée dans la pile une température pour laquelle la densité du ralentisseur, non en ébullition, est égale à une densité moyenne donnée, la pile se maintient à cette température, mais sans produire de vapeur. Cet état est représenté par le point d'intersection de la courbe en trait plein avec l'axe des abscisses (fig. 2).

A mesure que la température décroît, la densité du ralentisseur dans la pile augmente; mais à cause de l'augmentation de volume de la vapeur produite, la densité moyenne diminue et revient à sa valeur

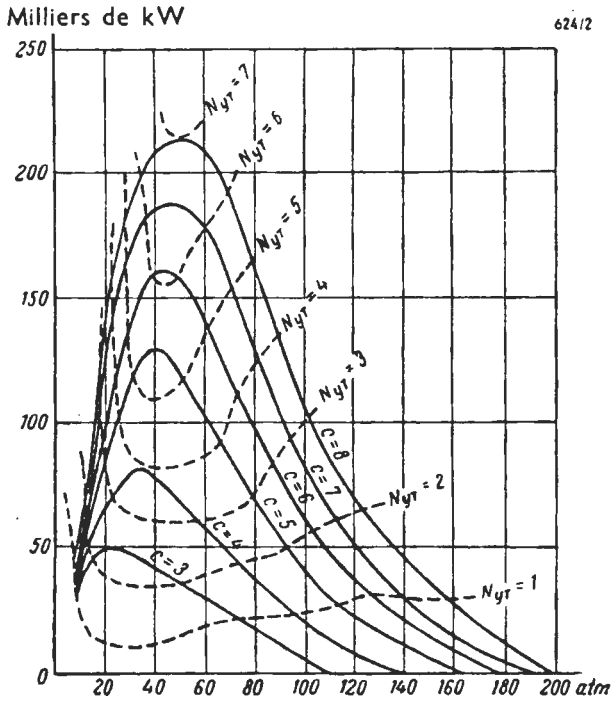


Figure 2. — Variation de la puissance thermique de la pile en fonction de la pression interne, pour différentes concentrations du mélange actif en matière fissile.

initiale. Une diminution ultérieure de la température entraîne une augmentation de la quantité de vapeur et, par conséquent, une augmentation de la puissance produite par la pile. A une certaine température, la puissance de la pile atteint un maximum. La température continuant à décroître, l'augmentation de volume de vapeur devient si élevée que la puissance de la pile commence à diminuer. La figure 2 donne, non pas les températures d'ébullition du ralentisseur, mais les pressions correspondantes. Les courbes en trait pointillé marquées N_{yT} correspondent à une puissance thermique spécifique constante en milliers de kilowatts par kilogramme d'uranium-233 se trouvant dans la pile et dans le circuit de circulation.

D'après la figure 2, on voit que :

1. L'augmentation de la puissance de la pile est fonction de l'augmentation de la concentration en matière fissile;

2. A concentration constante, l'augmentation de la pression de fonctionnement entraîne d'abord une augmentation de la puissance de la pile, puis une diminution jusqu'à une valeur nulle, ou, plus exactement, jusqu'à la puissance produite par la chaleur résiduelle.

3. A chaque concentration en uranium correspond une pression de fonctionnement de la pile pour laquelle la puissance fournie est maximum. Pour chaque valeur de la puissance, il existe une pression de fonctionnement pour laquelle la puissance thermique spécifique est la plus élevée;

4. A mesure que la puissance de la pile augmente, l'énergie thermique spécifique de l'uranium augmente, la pression restant dans les limites considérées.

On peut prouver l'influence de la circulation du mélange actif en comparant la figure 2 à la figure 3, qui se rapporte au fonctionnement de la même pile, mais avec une circulation réduite. La réduction de la circulation est obtenue par une réduction du diamètre de la canalisation montante à 500 mm et de celui de la canalisation de descente à 400 mm. La hauteur piézométrique conserve la même valeur.

La comparaison des deux figures nous montre que :

1. La réduction de la circulation a pour résultat une réduction de la puissance de la pile, la concentration en combustible restant la même.

2. Quand la pile fonctionne à des puissances élevées, à 150 000 kW par exemple, on obtient des puissances spécifiques (N_{yT}) plus élevées avec une circulation plus rapide (fig. 2). Quand la pile fonctionne à une puissance plus basse, à 50 000 kW par exemple, les puissances spécifiques (N_{yT}) plus élevées sont obtenues avec la circulation réduite (fig. 3).

3. Dans le cas de la circulation réduite (fig. 3), les sommets des courbes d'égale concentration sont situés dans une région de pressions plus élevées que dans le cas de la circulation plus intense.

Les calculs montrent que, lorsque la circulation dirigée est complètement interrompue dans la pile, la puissance de cette dernière est approximativement réduite de moitié.

Ainsi pour une concentration constante d'uranium dans le mélange actif, à chaque pression correspond une valeur bien définie de la puissance de la pile. En conséquence, si nous mettons la pile en communication avec un échangeur de chaleur assez grand, pour que toute la vapeur formée puisse se condenser, la pression du système restera constante, de même que la puissance produite par

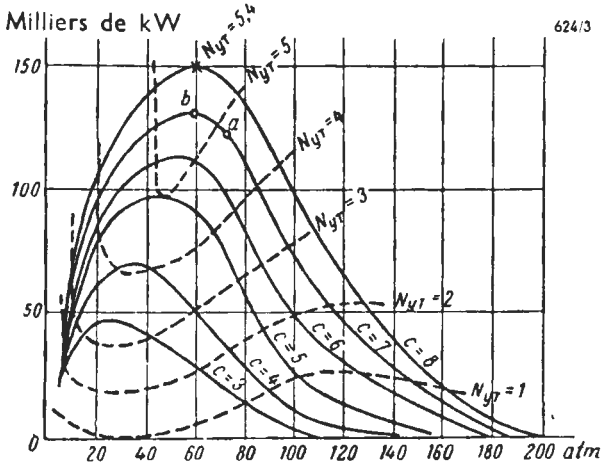


Figure 3. — Variation de la puissance thermique de la pile en fonction de la pression interne, pour différentes concentrations du mélange actif en matière fissile, et une circulation réduite par rapport au cas de la figure 2.

la pile. Ce qui signifie que si la consommation de chaleur dans le circuit externe reste constante, la pile à ébullition, en activité, présentera une stabilité de fonctionnement tenant à sa nature même. Cette propriété a parfois été appelée « autorégulation », ce qui, à notre avis, n'est pas un terme juste. Cette propriété de stabilité se présente également dans les piles homogènes sans ébullition.

Une variation dans la puissance extraite de la pile aura pour résultat de faire varier la pression et, par suite, la puissance de cette pile. C'est en cela que consiste l'autorégulation, propre à la pile-chaudière.

Ce fait peut être illustré par un exemple. Supposons que la puissance et la pression de la pile correspondent au point *a* de la figure 3. Si la consommation d'énergie électrique est constante, la pression dans la pile restera constante, à cause de la stabilité même de la pile. Mais, si la consommation d'énergie électrique commence à augmenter, la consommation de vapeur dans les turbines augmentera également sous l'influence des régulateurs des turbines. Il en résultera une baisse de pression de la vapeur du circuit secondaire dans l'échangeur de chaleur, suivie d'une baisse de pression de la vapeur dans la pile. Le point de fonctionnement *a* se déplacera le long de la courbe vers le sommet et arrivera en *b*. La puissance de la pile aura donc augmenté, la pression cessera de baisser et le système retrouvera une position d'équilibre correspondant à la nouvelle charge des turbines. Lorsque la consommation d'énergie électrique diminue, le point de fonctionnement se déplace en sens inverse.

La position du point de fonctionnement sur la courbe doit être déterminée de telle façon que, lorsque la charge maximum est atteinte par la turbine, la puissance de la pile corresponde au sommet de la courbe, marqué par le point *b*. Dans ce cas, cette centrale nucléaire présentera les propriétés de stabilité et d'autorégulation.

Les calculs montrent qu'après une variation de puissance à la turbine, la pression dans la pile atteindra sa nouvelle valeur suivant une loi exponentielle, avec une constante de temps de 0,5 minute.

Les dispositifs de réglage dans une pile homogène à ébullition sont nécessaires pour faire varier la puissance de la pile, tout en maintenant la pression à un niveau permettant le fonctionnement, ou pour faire varier la pression, tout en maintenant la puissance à un niveau constant. Il est commode d'avoir un dispositif de régulation sous forme d'une vanne d'étranglement dans la canalisation de descente du circuit de circulation. Le démarrage de la pile s'obtient en introduisant graduellement la suspension concentrée d'oxyde d'uranium dans le cœur, où circule le ralentisseur. Pendant ce démarrage, la circulation du ralentisseur est obtenue à l'aide d'un bouilleur électrique auxiliaire.

Pour arrêter la pile, on vidange le mélange actif dans des réservoirs de volume non critique. En cas d'urgence, la pile peut être arrêtée brutalement par des barres de sécurité.

L'examen des problèmes relatifs à l'arrêt de la pile au moyen des barres de sécurité laissait craindre que la suspension d'oxyde d'uranium ne se dépose, provoquant ainsi la formation de centres locaux de réactivité dans la partie inférieure de la pile et dans les canaux de circulation. Mais l'expérience a montré que l'ébullition du ralentisseur, entretenue par la production de chaleur résiduelle, suffit à maintenir la poudre d'oxyde d'uranium en état de suspension. Si, malgré cela et au bout d'un certain temps, la suspension commence à se déposer et si le dépôt de poudre provoque une lente augmentation de réactivité, l'accroissement de production de vapeur réduira rapidement la concentration de la suspension dans les zones de réactivité ainsi formées. Quant à la tuyauterie ayant les dimensions indiquées ci-dessus, on a montré par le calcul que l'on ne peut, par précipitation du combustible dans les conduits, créer les conditions propices au développement d'une réaction en chaîne. De même, une augmentation soudaine et accidentelle de la concentration d'uranium dans la pile (à la suite d'une panne, par exemple) ne provoquerait pas d'explosion. La figure 2 nous montre qu'une augmentation de la concentration, uniformément répartie dans le volume entier du dispositif et qui irait même jusqu'à atteindre 20 pour cent, ne provoquerait qu'une augmentation de 30 à 40 pour cent de la puissance de la pile. Ainsi, ni la précipitation de la poudre de matière fissile consécutive à un arrêt de la pile, ni une augmentation subite de la concentration en uranium, ne présentent un danger sérieux.

La possibilité d'une précipitation de poudre d'oxyde de thorium dans le réflecteur mérite de retenir l'attention. Dans ce cas, la réactivité de la pile augmente de façon notable. Ainsi, par exemple, dans le cas d'une précipitation à 90 pour cent, la puissance de la pile augmente de 50 pour cent. Une précipitation totale est beaucoup plus dangereuse encore, mais elle est peu probable. Quand la pile est à l'arrêt, la production de chaleur résiduelle est très petite dans le réflecteur et, par conséquent, on doit y injecter de la vapeur extérieure.

7. PARAMÈTRES DES PILES

Les piles à ébullition fonctionnant à l'eau lourde sont stables à toute concentration de combustible, en ce sens que, lorsqu'une partie de l'eau est remplacée par de la vapeur, la réactivité diminue toujours.

Les piles à eau ordinaire atteignent la limite de stabilité pour une concentration d'environ 20 kg de combustible pur par tonne d'eau. A des concentrations plus élevées, ces piles sont aussi stables que les piles à eau lourde. Quand les concentrations sont moins élevées et qu'une partie de l'eau du mélange actif est remplacée par de la vapeur, les conditions deviennent moins bonnes pour le ralentisseur et influencent la réactivité de la pile, mais à un degré moindre que la réduction d'absorption

qui l'accompagne, si bien qu'il en résulte un accroissement de réactivité. De telles piles exigent une régulation constante de la puissance. Les piles à eau ordinaire nécessitent un enrichissement considérable de l'uranium, mais sont de dimensions plus petites que les piles à eau lourde.

La forme d'une pile et la disposition de ses organes peuvent varier suivant les exigences du projet. Il faut noter que, pour les piles à ébullition, on obtient des indices de puissance par unité de poids d'uranium plus élevés, dans le cas où la pile est un cylindre avec un rayon légèrement supérieur au rayon qui correspondrait au volume critique minimum.

Une pile alimentée en combustible pur peut rester en activité pendant un temps pratiquement illimité, si on ajoute du combustible et si on extrait les produits de fission. Dans le cas d'une pile à uranium enrichi, le mélange actif doit être périodiquement enlevé et remplacé.

Remarquons que pour construire une pile homogène à ébullition de faible puissance, il faut employer, pour 1 000 kW de puissance électrique, les quantités suivantes de matériaux :

Substances	*Quantité (kg)*
Matières fissiles . .	0,3-0,7
Thorium	0-160 (pile autorégénératrice)
Eau lourde	200-300

Dans le cas d'une pile de plus grande puissance, la quantité de substance pour chaque millier de kilowatts est moindre.

Les expériences et les calculs ont montré que les génératrices nucléaires homogènes à ébullition ne sont pas inférieures, malgré leur simplicité, aux meilleures génératrices hétérogènes modernes.

Piles homogènes à solution aqueuse pour la production d'énergie

par R. B. Briggs* et J. A. Swartout*

CARACTÉRISTIQUES GÉNÉRALES

Si les piles homogènes à solution aqueuse sont considérées comme particulièrement intéressantes pour la production d'énergie nucléaire, cela tient à deux de leurs particularités. D'abord, au fait que le combustible utilisé est à l'état fluide; en second lieu, aux qualités remarquables de l'eau lourde qu'on emploie ici comme ralentisseur. Les avantages qui découlent de ces particularités sont, notamment, les suivants :

1. Les piles homogènes à solution aqueuse peuvent être prévues pour une haute densité de puissance et une faible réserve de combustible. La masse critique du combustible est faible et la vitesse à laquelle la chaleur peut être extraite de la pile ne peut être limitée que par la vitesse de circulation du combustible et l'élévation de température permise. La chaleur est transmise du combustible à un appareillage qui est extérieur à la pile. Cet appareillage peut être prévu pour un rendement maximum sans que l'on soit obligé de tenir compte des sections efficaces pour les neutrons des substances utilisées ou des nombreux autres facteurs qui doivent être pris en considération lorsqu'on extrait la chaleur du combustible dans le « cœur » de la pile.

2. Le combustible de ces piles peut être purifié de façon continue pour élimination des produits de fission et des produits de dégradation par rayonnement. La préparation du combustible, sa manutention et sa remise à neuf sont simplifiées et on obtient un taux de combustion élevé.

3. Ces piles présentent un très haut degré de stabilité nucléaire. On peut déterminer approximativement les conditions de fonctionnement en réglant la concentration du combustible. C'est le grand coefficient négatif de puissance qui permet la stabilisation et empêche de dangereux excès de puissance. Les barres ou plaques de réglage sont inutiles.

4. Une étude mécanique simple découle de l'emploi d'un combustible et d'un ralentisseur fluides et de l'élimination des dispositifs de réglage. Le récipient qui contient la pile peut être une cuve ne renfermant que les parties nécessaires pour obtenir la répartition désirée des écoulements, et, dans certains modèles, pour diviser la pile en régions contenant des substances fissiles ou fertiles.

5. L'absence de matériaux de structure dans le cœur de la pile, l'emploi d'eau lourde comme ralentisseur et l'élimination constante des poisons produits par la fission permettent de diminuer l'absorption parasite de neutrons. Mais l'emploi de combustibles fluides et d'un ralentisseur aqueux comporte également des caractéristiques défavorables qui sont, notamment, les suivantes :

a) Des pressions élevées accompagnent les hautes températures nécessaires à une production efficace d'énergie. La tension de vapeur de l'eau est de 1 200 livres par pouce carré (84 kg/cm²) à 572 °F (300 °C) et de 2 400 livres par pouce carré (168 kg/cm²) à 662 °F (350 °C). Les piles à circulation de combustible fonctionnent sous pression additionnelle pour éviter la cavitation dans les pompes et pour diminuer le volume des gaz produits par la décomposition du ralentisseur.

b) De grands volumes de substances très hautement radioactives se trouvent à l'état fluide, à température élevée et sous une haute pression. Il faut prévoir des moyens d'éviter l'écoulement de ces substances si elles viennent à s'échapper du récipient ou des tuyauteries de la pile. Les pompes, les tuyauteries et les échangeurs de chaleur deviennent radioactifs par contact avec le combustible. Leur remplacement ou leurs réparations peuvent être difficiles et coûteux.

c) Les composés d'uranium, de plutonium et de thorium, l'eau et les matériaux de construction forment des systèmes physiques et chimiques complexes. Des limitations aux conditions de fonctionnement sont imposées par les caractéristiques physiques et chimiques des combustibles et par des effets de corrosion et d'érosion.

d) Du deutérium et de l'oxygène sont produits par décomposition radiolytique du ralentisseur. Ils doivent être recombinés sans danger.

Bien que certains problèmes ardus restent à

Original : anglais.

* Oak Ridge National Laboratory. Ce mémoire a été rédigé sur la base des travaux effectués par des membres du « Homogeneous Reactor Project », Oak Ridge National Laboratory.

résoudre, les piles homogènes à solution aqueuse semblent être parmi les plus intéressantes pour la production économique de l'énergie nucléaire.

TYPES DE PILES

Les piles homogènes à solution aqueuse sont classées en deux catégories : type « à une région » ou type « à deux régions » selon la répartition des substances fissiles et fertiles. Elles sont à « circulation de combustible » ou « à ébullition », suivant le mode d'extraction de la chaleur. Dans une pile à « une région » les substances fissiles et fertiles sont mélangées uniformément; ces substances sont réparties en un cœur de substance fissile et une « couche de récupération » formée en majeure partie de substance fertile, dans une pile « à deux régions ». Une pile « à circulation de combustible » est une pile au travers de laquelle on fait circuler le combustible fluide (de même qu'on le fait circuler au travers de l'appareillage externe d'échange de chaleur) par convexion naturelle ou forcée. On extrait la chaleur d'une pile « à ébullition » en y vaporisant une substance de refroidissement et en condensant cette vapeur dans des échangeurs de chaleur extérieurs.

Aux États-Unis d'Amérique, les efforts techniques ont été consacrés, pour la plus grande partie, au développement des piles à circulation de combustible à deux régions. Les avantages qui leur ont fait accorder la préférence sont ceux d'une bonne économie de neutrons dans des piles de petites dimensions demandant de petits chargements en matériaux critiques et ceux d'une plus grande souplesse d'utilisation permettant l'emploi de divers types de combustible soit dans le cœur, soit dans la couche de récupération. Les essais de matériaux effectués pour les piles à deux régions sont valables également pour les piles à une région.

Les observations faites sur HRE (Homogeneous Reactor Experiment) [1, 2] * ont démontré qu'il y a peu d'incertitudes dans l'étude nucléaire ou technique des piles à circulation liquide. La quantité de chaleur que l'on peut extraire semble dépendre de la rapidité avec laquelle on peut, par pompage, faire circuler la solution de combustible à travers le cœur. Les observations sur les piles homogènes à ébullition sont limitées à quelques expériences faites avec la « Los Alamos Water Boiler » (pile-chaudière de Los Alamos). Jusqu'à une époque récente, on avait peu de bases pour l'évaluation de la stabilité ou de la capacité de production de chaleur des piles à ébullition.

Une comparaison des résultats de diverses expériences fait penser maintenant que la quantité de chaleur qui peut être extraite d'un liquide en ébullition varie en raison directe de la surface de la section droite du récipient, d'une certaine fonction de la pression et du rapport $\frac{f}{1-f}$ où f est le pourcentage de liquide vaporisé. On estime qu'une pile cylindrique de 10 pieds (3,05 m) de diamètre et de 10 pieds de hauteur, fonctionnant à une puissance de 440 mégawatts à 2 000 livres par pouce carré (140 kg/cm²), contiendrait 30 pour cent de vapeur en volume. Des chicanes destinées à diriger la circulation, et des séparateurs pour extraire la vapeur du liquide, sont nécessaires pour obtenir cette grande puissance de sortie avec un pourcentage modéré de liquide vaporisé. On est en train de réunir des résultats complémentaires pour vérifier l'exactitude de cette relation.

Des expériences ont montré qu'une variation rapide de la quantité de chaleur fournie à un liquide en ébullition est suivie presque immédiatement d'une variation correspondante de la vitesse de vaporisation [3]. Dans ces expériences, le fluide était chauffé par sa résistance au passage du courant électrique. Si un délai subsiste entre l'augmentation de l'intensité du courant et l'augmentation de la vitesse de vaporisation, c'est qu'un certain temps est nécessaire pour augmenter d'une très petite quantité la surchauffe dans le liquide. On a déduit de ces expériences que les piles à ébullition seraient autorégulatrices. Si la réactivité venait à augmenter rapidement, par introduction de combustible ou par fluctuation dans le débit de vapeur, la production de nouvelles bulles empêcherait l'accumulation d'un excès de réactivité suffisant pour produire des fluctuations nuisibles de puissance et de pression.

Savoir comment interagissent les paramètres nucléaires, hydrodynamiques et mécaniques exige une étude additionnelle qui doit être menée à chef avant qu'on ne construise de grandes piles à ébullition. En effet, on a observé des oscillations lentes, non amorties, dans des expériences avec chauffage par résistance interne; et il est nécessaire d'avoir une meilleure connaissance des conditions nécessaires à la production et la suppression de ces oscillations. Une meilleure compréhension du comportement des piles à ébullition dans des conditions variables de charge est importante pour l'évaluation de la possibilité de réalisation de piles de grande puissance.

ÉTUDE TECHNIQUE D'UNE CENTRALE NUCLÉAIRE

Bases de l'étude

Une centrale nucléaire capable de produire 100 mégawatts d'électricité, constitue une base d'étude convenable pour une pile à circulation de combustible à deux régions. La figure 1 représente l'esquisse d'une centrale de ce genre. La centrale contient une pile pour la production de vapeur et un turbo-alternateur pour la production d'électricité. La turbine serait à peu près aussi grande que celles qu'on peut construire actuellement pour

* Les numéros entre crochets renvoient à la bibliographie qui figure à la fin du mémoire.

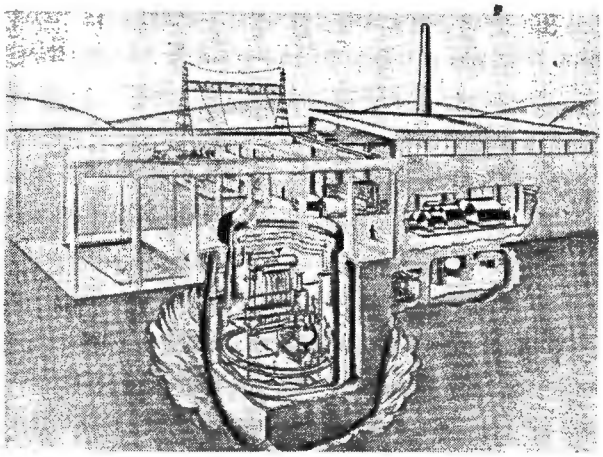


Figure 1. — Centrale à pile homogène.

utilisation avec de la vapeur à basse pression. Des installations présentant de plus grandes capacités de production d'électricité contiendraient plusieurs piles et plusieurs turbo-alternateurs. Les principales réductions de prix de revient obtenues dans les grandes installations résulteraient de la construction à plus grande échelle et d'une étude et d'une utilisation meilleures des services administratifs des installations d'entretien et de traitement.

Les conditions fondamentales de fonctionnement pour une station contenant une pile productrice d'énergie et autogénératrice utilisant le cycle thorium–uranium–233 sont indiquées au tableau 1. Ce sont les conditions qui, ainsi qu'on l'a trouvé, donnent le prix de revient minimum de l'énergie, dans les études fondées sur la technologie et les renseignements sur les prix de revient actuels.

On a choisi, comme combustible pour le cœur [4], une solution diluée de sulfate d'uranyl dans de l'eau lourde. Des essais effectués, en l'absence de tout rayonnement de la pile, indiquent que la plus grande partie de l'équipement peut être construite en acier inoxydable, type 347. On a trouvé de faibles taux de corrosion avec des vitesses de fluide allant jusqu'à 35 pieds par seconde (10,5 m/s) et des températures atteignant au moins 572 °F (300 °C) dans des solutions de sulfate d'uranyl qui contiennent moins de 10 grammes d'uranium par kilogramme d'eau. Les parties de l'appareillage qui fonctionneront aux vitesses les plus élevées ou qui exigent une protection spéciale contre la corrosion peuvent être réalisées en titane. Le Zircaloy, comme le titane, a une très bonne résistance à la corrosion dans les solutions de sulfate d'uranyl. La cuve qui sépare le cœur de la couche de récupération doit être en Zircaloy afin de diminuer les pertes de neutrons.

Une boue d'oxyde de thorium dans de l'eau lourde est actuellement le combustible le plus intéressant pour la couche de récupération [5]. L'acier inoxydable, type 347, semble être une matière

Tableau I

Résultats de l'étude d'une centrale énergétique à pile autorégénératrice à deux régions

Centrale électrique proprement dite

Puissance aux bornes	mégawatts	100
Puissance électrique brute	mégawatts	106
Rendement net de la station . . .	pour cent	23
Vapeur :		
Température	°F	435
	°C	225
Pression absolue . . .	livres par pouce carré	365
	kg par cm^2	25

Pile

	Noyau	Couche de récupération	Total
Puissance thermique, mégawatts	360	80	440
Température de fonctionnement, entrée °F	482	473	
°C	250	245	
sortie °F	572	600	
°C	300	315	
Pression absolue de fonctionnement livres par pouce carré	2 000	2 000	
kg/cm^2	140	140	
Vitesse de circulation du combustible gallons par mn	26 000	4 400	
m^3/mn	98	16,6	
Diamètre du cœur, pieds	5		
cm	152		
Épaisseur de la couche de récupération . . pieds		2,25	
cm		68	
Contenance de la pile pieds cubes	67	410	477
litres	1 900	11 500	13 400
Contenance de la pile et des accessoires pieds cubes	355	495	850
litres	10 000	14 000	24 000
Combustible	UO_2SO_4-D_2O	ThO_2-D_2O	
Composition du combustible, g/kg D_2O :			
$^{233}U + ^{235}U + ^{233}Pa$	2,8	4,7	
Uranium total	8,6	3,4	
^{232}Th		1 130	
Approvisionnement, kg : $^{233}U + ^{235}U + ^{233}Pa$.	30	60	90
^{232}Th		15 000	26 000
D_2O			
Excès d'uranium-233 produit . . . g/jour		60	60

satisfaisante pour l'appareillage de la couche de récupération si la vitesse est maintenue en dessous de 25 pieds par seconde (7,50 m/s). Le titane a montré une bonne résistance à l'érosion par les boues. Les pièces de pompes et autres pièces d'appareillage dans les régions de très grandes vitesses ou de grande turbulence locale peuvent être réalisées en titane.

Notre expérience sur la manutention des boues est beaucoup plus limitée que notre expérience avec les combustibles en solution. Il semble qu'une grande partie de l'équipement qui a été prévu pour emploi avec les solutions donnera satisfaction avec les schlamms, au prix de légères modifications pour empêcher l'accumulation de solides et l'engorgement des petits tuyaux.

La centrale nucléaire est divisée en trois sections au point de vue des projets de réalisation. On doit distinguer les installations de la pile où la vapeur est produite; la centrale électrique proprement dite; et l'usine chimique pour le traitement des combustibles. Nous ne discuterons que des deux premières dans le présent article. Jusqu'à ce qu'on dispose d'installations de traitement chimique simples et peu coûteuses, on pourra se contenter d'une seule usine, située au centre du dispositif, pour le traitement des combustibles destinés à plusieurs centrales de 100 mégawatts. Il est probable que seules des opérations simples, comme l'élimination des produits gazeux de fission ou la séparation du produit de corrosion et des précipités de produits de fission à partir de combustibles en solution seront entreprises dans la section de la pile [6].

Étude des installations de la pile

Type à circulation sous pression élevée

Les installations de la pile sont divisées en trois ensembles ou groupes d'appareils, d'après la fonction de ceux-ci. Ce sont l'ensemble de circulation à haute pression, l'ensemble de recombinaison et l'ensemble à basse pression de magasinage et d'élimination des déchets. Chaque ensemble a des jeux d'appareils séparés pour la manutention des fluides du noyau et de la couche de récupération.

Un schéma de circulation pour l'ensemble de circulation à forte pression est présenté à la figure 2. La solution de sulfate d'uranyl contenant 8,6 grammes d'uranium, au total, par kilogramme d'eau lourde, circule, sous l'action de pompes, à travers le circuit du cœur. On fait circuler une boue d'oxyde de thorium contenant 1 130 grammes de thorium par kilogramme d'eau lourde ou 1 000 grammes par litre de boue à travers l'appareillage de la couche de récupération. Le gaz est séparé du combustible dans des séparateurs et envoyé à des systèmes de recombinaison où l'eau lourde est régénérée et renvoyée à l'ensemble de circulation à haute pression. La chaleur est extraite dans des

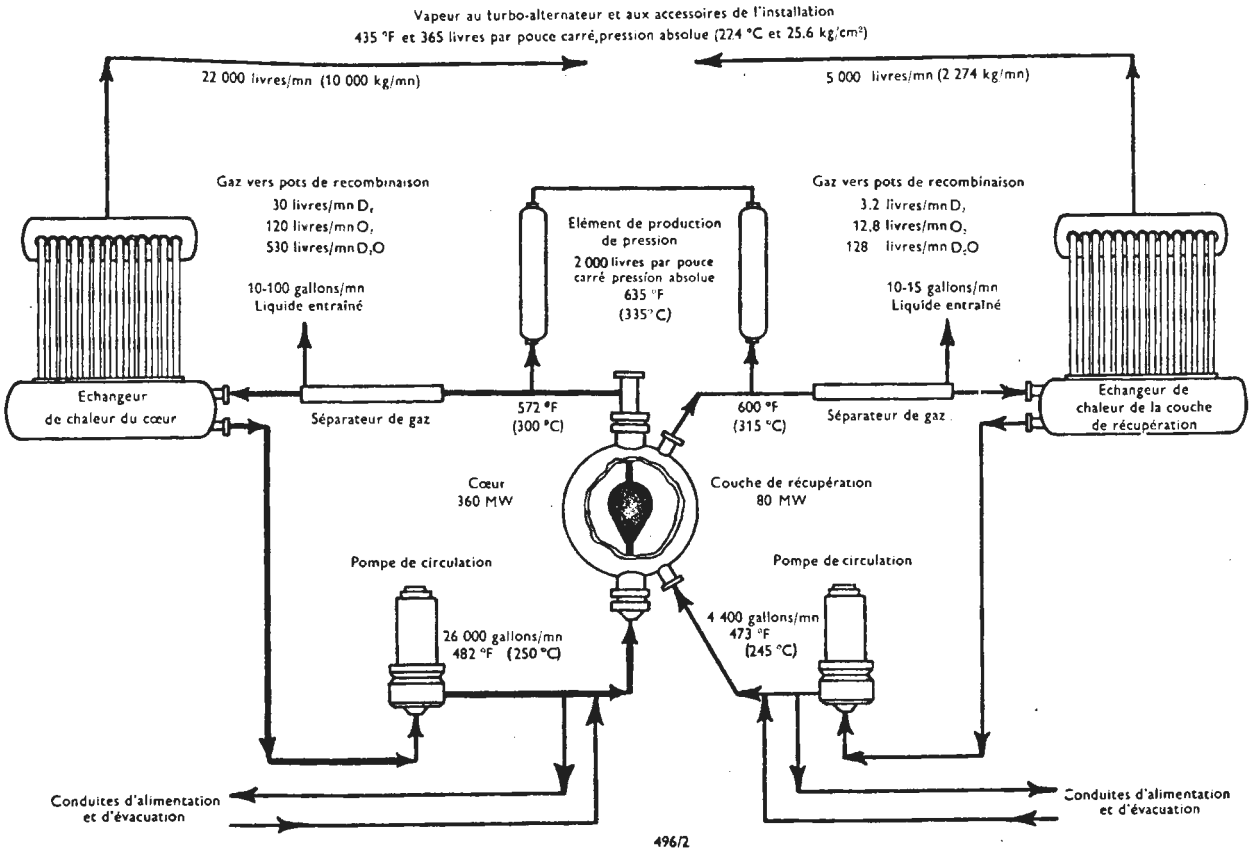


Figure 2. — Schéma de principe pour type de pile à circulation sous pression élevée.

échangeurs où elle forme de la vapeur utilisée dans la centrale électrique proprement dite et dans certains appareils auxiliaires de la pile. Des compresseurs sont prévus aussi bien pour le cœur que pour la couche de récupération et sont reliés les uns aux autres en vue d'empêcher les différences de pression entre les deux ensembles de devenir assez grandes pour endommager la cuve de zirconium.

Enveloppe de la pile

Les figures 3 et 4 montrent deux façons de concevoir des enveloppes pour piles à deux régions. Les cuves du cœur ont 5 pieds (1,52 m) de diamètre, un demi-pouce (12,7 mm) d'épaisseur et sont en Zircaloy, qui est un alliage de zirconium. Chacun des récipients résistant à la pression a un diamètre intérieur de 10 pieds 4 pouces (3,15 m) et une épaisseur de paroi de 5 pouces (12,7 cm). Des boucliers thermiques d'une épaisseur de 4 pouces (101 mm) sont prévus pour diminuer la chaleur produite et les tensions d'origine thermique dans les parois des récipients.

Les deux configurations diffèrent par le type des cœurs. Dans la première, le combustible arrive par la partie inférieure du cœur et sort par la partie supérieure. Des écrans diffuseurs assurent l'uniformité de l'écoulement. Il est essentiel qu'il n'y ait aucune séparation à la paroi et aucune recirculation du fluide en grands tourbillons. Des calculs fondés sur la répartition de l'écoulement, déterminée

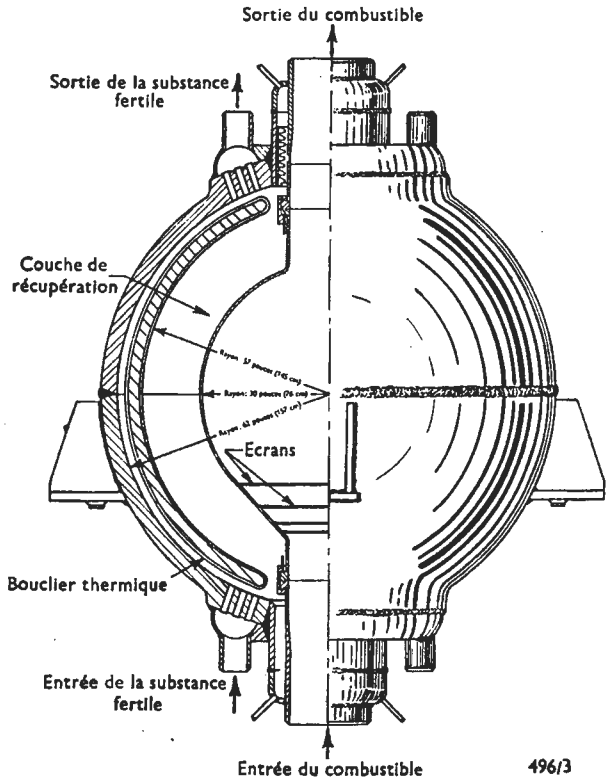


Figure 3. — Pile à deux régions, à cœur à « passage direct ».

expérimentalement, et la répartition calculée du flux de neutrons indiquent que la température sera constante, à très peu près, sur tout plan horizontal dans le cœur.

Dans la seconde configuration, le fluide est introduit sous forme d'un jet, qui passe à travers le centre du cœur, change de direction et sort par un cylindre annulaire autour du tuyau d'entrée. Le mélange est poussé à un très haut degré. La température moyenne à l'extérieur du jet central et la partie du volume moyen du gaz formé dans le noyau seront voisines de la température et de la partie du volume dans le courant de sortie.

Le type à entrée et sortie concentriques a l'avantage de la simplicité mécanique. Il y a moins de problèmes posés par les différences entre les coefficients de dilatation du Zircaloy et de l'acier. Aucun de ces types ne semble présenter d'avantage important au point de vue nucléaire ou hydrodynamique.

La construction de l'un quelconque des récipients pour piles à deux régions est considérée comme possible. Une cuve de Zircaloy ayant 32 pouces (81,3 cm) de diamètre et 5 seizièmes de pouce (7,99 mm) d'épaisseur de paroi a été fabriquée pour le Homogeneous Reactor Test [7]. La fabrication d'une cuve de 5 pieds (1,52 m) de diamètre en tôle d'un demi-pouce (12,7 mm) d'épaisseur devrait présenter peu de nouveaux problèmes. Le récipient à pression serait probablement construit en acier au carbone et recouvert d'acier inoxydable. L'acier au carbone est plus résistant, plus facile à façonner et moins coûteux que l'acier inoxydable. Il a une conductibilité thermique plus grande et un coefficient de dilatation thermique plus faible, de sorte qu'il se pose moins de problèmes de tensions d'origine thermique. La question principale pour l'emploi de l'acier au carbone est l'effet des rayonnements de la pile. En effet, la température à laquelle l'acier au carbone est transformé d'une substance cassante en une substance ductile est plus élevée lorsqu'il y a irradiation par neutrons rapides, et on ignore si les rayonnements peuvent rendre le récipient cassant dans l'intervalle des températures de travail. Un récipient en acier inoxydable serait probablement moins sujet à devenir cassant sous l'effet des rayonnements de la pile, mais il est douteux qu'on puisse construire un récipient à pression en acier inoxydable dans un proche avenir, si ce n'est à un prix prohibitif.

Séparateur de gaz

On estime que 30 livres par minute (13,6 kg/mn) de deutérium et 120 livres par minute (54,5 kg/mn) d'oxygène seront produits dans le cœur de la pile par décomposition radiolytique du ralentisseur. Ceci correspond à la production de 160 pieds cubes par minute (4,33 m^3/mn) de gaz saturé de vapeur d'eau à 572 °F (300 °C) et 2 000 livres par pouce carré (140 kg/cm^2) et à 2 pour cent de volume de gaz dans le fluide qui sort du cœur de la pile. Comme la chaleur de fission y est moins élevée, on

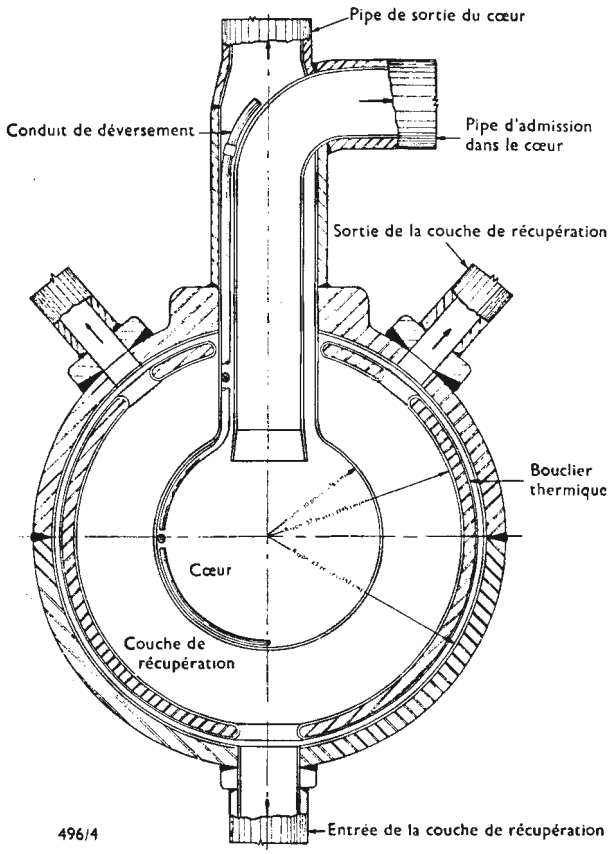


Figure 4. — Pile à deux régions, avec cœur à admission et sortie coaxiales.

estime que la production de gaz dans la couche de récupération sera un dixième de celle du cœur.

Un dispositif pour l'élimination de ces gaz, qui s'est révélé satisfaisant à l'expérimentation, est le séparateur de gaz à écoulement axial représenté par la figure 5. Des ailettes à l'entrée communiquent au fluide un mouvement de tourbillon. Les forces centrifuges qui en résultent séparent le liquide et le gaz, amenant les gaz à se rassembler dans l'espace vide le long de l'axe. Le vide est maintenu sur les axes aux deux extrémités et les gaz sont enlevés au moyen d'un tuyau fixé sur une ouverture dans une des extrémités. Des ailettes sont prévues au déversement, pour récupérer une partie de l'énergie de rotation. Pour assurer une séparation suffisante des gaz et la stabilité du tourbillon, on assigne au nombre de Froude la valeur prudente de 4 ou une valeur inférieure. ($Fr = V_o^2/Rg$, où V_o est la vitesse tangentielle, R le rayon interne du tuyau et g est l'accélération de la pesanteur).

Un séparateur prévu pour le plein écoulement de 26 000 gallons (98,4 m³) par minute dans le circuit du cœur a 24 pouces (81 cm) de diamètre intérieur et 15 pieds (4,58 m) de long. Un séparateur analogue prévu pour le système de circulation de la couche de récupération a environ 9 pouces (178 mm) de diamètre et 7 pieds (2,13 m) entre les extrémités. Les résultats d'expériences faites avec des séparateurs de 14 pouces (356 mm) de diamètre indiquent que le volume de liquide entraîné dans le courant de gaz à partir du plus grand des séparateurs peut être maintenu au-dessous de 100 gallons (378 litres) par minute et probablement au-dessous de 50 gallons (189 litres) par minute.

Échangeur de chaleur

Divers types ont été proposés pour les échangeurs de chaleur en vue du refroidissement des fluides du cœur et de la couche de récupération. Un projet type de générateur de chaleur à recirculation naturelle, en vue d'extraire la totalité des 360 mégawatts de la solution du cœur, est représenté dans la figure 6. On pompe la solution par 7 800 tubes d'acier inoxydable de 3 huitièmes de pouce (9,5 mm) de diamètre extérieur à une vitesse d'environ 18 pieds (5,4 m) par seconde. Chaque tube a une longueur effective de 24 pieds (7,32 m) et une épaisseur de paroi de 0,048 pouce (1,22 mm). Les tubes sont soudés dans des plaques de 5 pieds (1,53 m) de diamètre et de 8 pouces (20,3 cm) d'épaisseur en acier inoxydable ou en acier au carbone, plaqué d'acier inoxydable. Les plaques sont soudées à l'enveloppe et aux embouts où la tuyauterie d'extraction est fixée. La vapeur est produite dans de l'eau circulant autour des tubes, séparée de l'eau dans le collecteur de vapeur placé au-dessus et, après extraction, envoyée au turbo-alternateur. On estime que l'échangeur de chaleur refroidira 26 000 gallons (98,4 m³) par minute de solution ayant passé par le cœur de 572 à 483 °F (300 à 250 °C) en produisant 22 000 livres (10 000 kg) par minute de vapeur à 435 °F (223 °C) et 365 livres par pouce carré (25,6 kg/cm² absolus). Un échangeur analogue contenant 2 000 tubes refroidirait

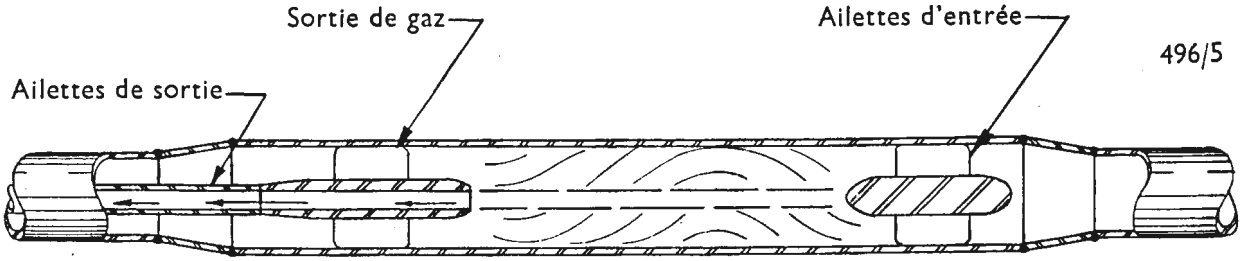


Figure 5. — Séparateur de gaz à écoulement axial.

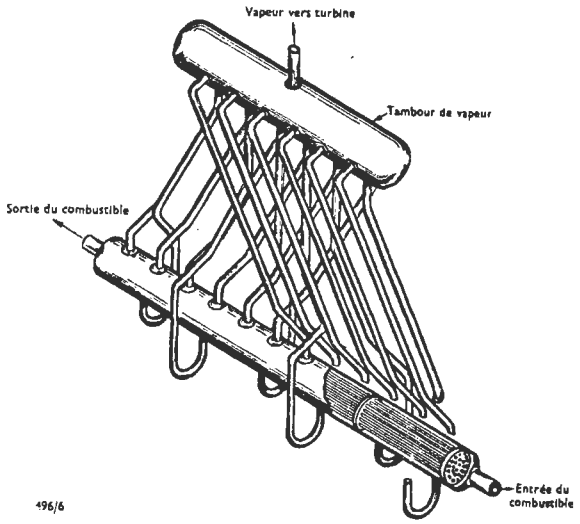


Figure 6. — Échangeur de chaleur à remise en circulation naturelle.

le fluide de la couche de récupération de 600 à 473 °F (315 à 245 °C) tout en produisant 5 000 livres de vapeur (2 270 kg) par minute.

On pourra probablement fabriquer un échangeur de chaleur unique, de grandes dimensions, à un prix de revient initial qui serait inférieur au prix de plusieurs éléments plus petits, de capacité totale égale. La question de savoir s'il est plus économique d'utiliser un seul grand échangeur dépend de la sûreté de son fonctionnement. La difficulté de l'obtention de joints parfaits pour les tubes et le prix de l'échangeur augmentent lorsque le diamètre du tube diminue et lorsque le nombre des tubes augmente. Mais la grandeur de la surface suivant laquelle s'effectue le transfert de chaleur demandé et l'importance de l'approvisionnement en combustible décroissent lorsque le diamètre du tube décroît. Le choix de tubes de 3 huitièmes de pouce (9,5 mm) de diamètre comme grosseur optimum résulte d'une étude concernant l'effet des dimensions des tubes sur l'approvisionnement et les frais de fabrication.

Nous avons porté une attention particulière aux types d'échangeurs de chaleur semblables à celui qui a été décrit ci-dessus; néanmoins, il existe d'autres possibilités intéressantes. Par exemple, dans un autre type, l'eau d'alimentation est pompée dans l'enveloppe à une extrémité et la vapeur est extraite de l'enveloppe à l'autre extrémité. Un grand nombre de chicanes sont prévues pour diriger l'écoulement. Ce type d'échangeur occupe un volume minimum dans le bouclier et permet de produire de façon relativement facile de la vapeur à pression constante dans des conditions de charge très variées. Dans un troisième type d'échangeur, la solution de combustible coule autour des tubes et la vapeur est produite dans ces tubes; on peut concevoir un échangeur de ce type pour lequel l'intensité du rayonnement est faible à l'endroit où les tubes sont soudés à la plaque tubulaire, ce qui rend les soudures plus accessibles pour les réparations. Il faut déployer beaucoup d'ingéniosité pour limiter autant que possible les approvisionnements en combustible.

Pompes de circulation

La réalisation de pompes de circulation satisfaisantes est un des problèmes les plus importants des piles homogènes à solution aqueuse. Les pompes doivent être absolument étanches. Elles doivent pouvoir fonctionner longtemps sans entretien. Les pièces internes doivent être faciles à démonter lorsqu'il devient nécessaire d'effectuer des remplacements ou des réparations.

La figure 7 représente les particularités d'un projet de pompe à rotor blindé. On a construit des pompes de ce genre pour une circulation d'eau de 4 000 gallons (15 m³) par minute pour une différence de niveau de 250 pieds (76 m) sous 2 000 livres par pouce carré (140 kg/cm²). D'autres sont en cours d'études pour pomper 16 000 gallons (60 m³) par minute avec les mêmes conditions de hauteur et de pression. Il n'est guère douteux que

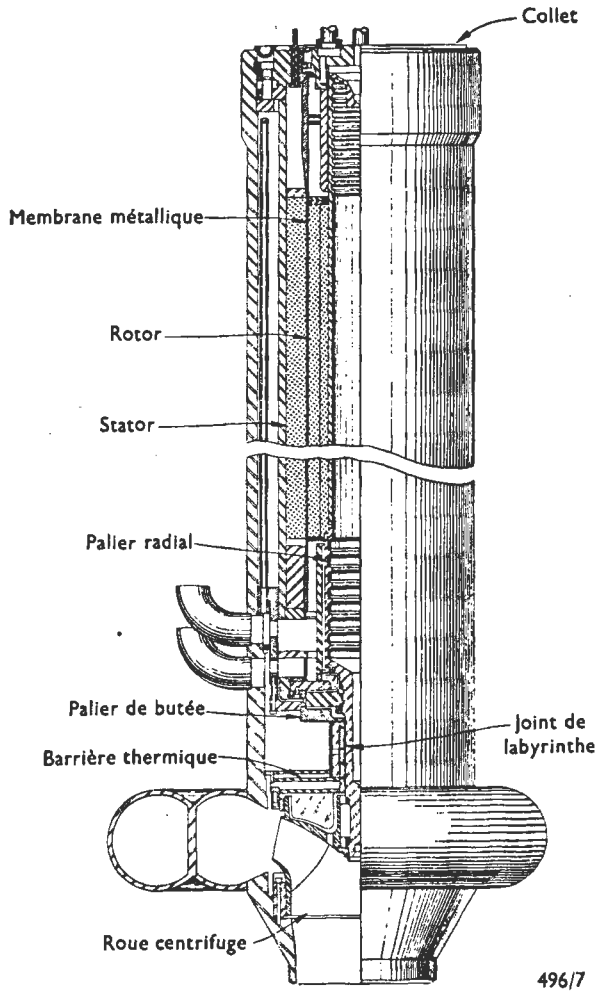


Figure 7. — Pompe de circulation de combustible.

l'on puisse construire une pompe pouvant assurer la totalité du débit provenant du cœur, soit 26 000 gallons (98 m^3) par minute. Encore une fois, la taille et le nombre des pompes pourront être déterminés suivant la sécurité du fonctionnement et le coût du remplacement.

L'acier inoxydable est une matière satisfaisante pour la plupart des pièces de pompe qui sont destinées à entrer en contact avec les combustibles. On utilisera du titane pour l'hélice motrice, pour les joints du labyrinthe et pour les pièces de renforcement du corps de pompe. Les paliers peuvent être des paliers hydrostatiques ou des paliers en « Stellite » tournant sur du « Graphitar ». On simplifie l'entretien en s'arrangeant pour que toutes les pièces internes puissent passer à travers une ouverture à bride, située sur la partie supérieure de la pompe. Du condensat injecté dans la cavité du rotor empêchera les combustibles de pénétrer dans les paliers et diminuera le niveau de rayonnement à l'intérieur du moteur.

Dispositifs de mise en pression

Dans une pile à circulation de combustible, la pile et les systèmes à haute pression sont maintenus à une pression supérieure à la tension de vapeur du liquide de circulation, afin de régler le volume de la vapeur dans la pile et d'empêcher la cavitation dans les pompes. Une méthode courante pour fournir cet excès de pression consiste à faire bouillir un peu du combustible dans des récipients qui sont reliés aux circuits principaux de circulation. L'admission de chaleur est réglée de façon que la pression de vapeur du liquide en ébullition soit la pression désirée dans le système. On décèle les gaz non condensables en mesurant la relation température-pression dans les éléments de production de pression, et on les élimine du système avant qu'un mélange tonnant puisse se former. La consommation de chaleur peut varier de 100 à 1 000 kW pour chaque dispositif selon le modèle.

On peut diminuer cette demande de calories en produisant la pression à l'aide d'un gaz non condensable. Il faut catalyser la recombinaison du deutérium et de l'oxygène qui se rassemblent dans les dispositifs de mise en pression pour empêcher l'accumulation de mélanges explosifs. Il se pourrait que l'enlèvement des gaz, quand on vide le contenu de la pile, se révèle difficile.

Les dispositifs de mise en pression agissent également comme vases d'expansion pour fournir du liquide aux circuits de circulation ou, inversement, pour en recevoir, pendant les brusques variations de température et de densité qui se produisent à la suite de variations brusques de réactivité. Le volume de l'espace offert à la vapeur, la distance de la cuve de la pile à cet espace et les dimensions des tuyauteries de raccordement sont déterminés en sorte que les pressions ne dépassent pas certaines limites pendant les sautes de puissance de la pile. Pour cette pile, le dispositif de mise en pression prévu pour le cœur devrait avoir un volume de vapeur d'environ 35 pieds cubes (1 m^3). Il devrait être situé à 10 pieds (3 m) au plus de la sortie du noyau et la canalisation de raccordement devrait avoir un diamètre intérieur d'environ 20 pouces (51 cm).

Tuyauteries et vannes

Toute la tuyauterie dans les systèmes à haute pression sera en acier inoxydable type 347; les dimensions peuvent aller jusqu'à 20 pouces de diamètre intérieur (51 cm) et la tuyauterie est prévue pour fonctionnement à 2 000 livres par pouce carré (140 kg/cm^2) et 600 °F (342 °C). L'exécution devra être effectuée avec grand soin. Chaque soudure devra être examinée aux rayons X et vérifiée, au point de vue des fuites, à la pression et à la température de fonctionnement. Bien que des tuyaux sans soudure soient préférables, il sera probablement possible d'employer des tuyaux soudés pour les grosseurs supérieures à 10 pouces (25 cm) de diamètre après essais convenables. Les gros tuyaux sans soudure sont difficiles à obtenir et sont très coûteux.

La réalisation de joints permettant le remplacement dans la tuyauterie des échangeurs de chaleur et autres équipements présente de nombreux problèmes. Un raccord soudé est préférable, mais il n'existe encore pas de machine à souder que l'on puisse installer et faire fonctionner à distance et qui donne des joints soudés de la qualité voulue. Pour le moment, il semble qu'il soit nécessaire d'avoir des joints à brides. Les joints annulaires à brides ont été utilisés avec succès dans des dimensions allant jusqu'à 24 pouces (61 cm) de diamètre dans les piles homogènes expérimentales ou dans des installations d'essai.

En étudiant le projet de la pile, on évitera l'emploi de grosses vannes qui doivent rester étanches pour des pressions de 2 000 livres par pouce carré (140 kg/cm^2). Les vannes les plus grandes sont celles qui commandent la vidange du contenu de la pile dans les réservoirs de stockage. Elles auront des ouvertures allant jusqu'à 6 pouces (15 cm) de diamètre. Toutes les vannes seront actionnées au moyen de joints à soufflet, qui empêchent les fuites de substances radioactives.

Appareils de recombinaison

On a prévu deux types de procédés pour la recombinaison du deutérium et de l'oxygène qui sont produits dans les piles homogènes à solution aqueuse. L'un exige un pot de recombinaison à flamme dans lequel on brûle un mélange combustible des gaz. Dans l'autre, on dilue les gaz au-dessous de la limite de combustibilité et on les recombine sur un catalyseur de platine ou de palladium. Étant donné les dangers de la manipulation de mélanges explosifs contenant des produits de contamination radioactifs, on a estimé prudent de limiter les pots de recombinaison à flamme au fonctionne-

ment à basse pression. Des appareils de recombinaison catalytiques ont été prévus pour fonctionnement tant à basse pression qu'à haute pression.

Un schéma de principe pour un type de pot de recombinaison à flamme à basse pression, brûlant les gaz produits dans le cœur de la pile, est représenté à la figure 8. Il est essentiellement le même que le système utilisé pour la pile HRE (Homogeneous Reactor Experiment). Les gaz et le liquide entraîné provenant de la pile traversent un échangeur de chaleur où ils sont refroidis de 572 °F (300 °C) à environ 212 °F (100 °C). Il y a échange de chaleur avec le liquide ramené à la pile. Les gaz et le liquide passent alors à travers une soupape d'étranglement jusque dans un évaporateur où le liquide est séparé et où les gaz sont dilués en dessous de la limite explosive, environ 15 moles pour cent de combustible, avec de la vapeur. La vapeur est condensée dans un pré-condenseur et les gaz alimentent le brûleur où ils sont recombinés. Finalement, les gaz sont refroidis et l'eau lourde est condensée et va au réservoir de condensat ou à l'évaporateur. Par une pompe, le liquide provenant de l'évaporateur est envoyé à la pile pour maintenir un niveau constant de combustible dans le système de circulation. On règle la concentration d'uranium dans la pile en réglant la répartition du condensat entre l'évaporateur et la cuve de stockage. Les produits gazeux de fission apparaissent comme éléments non condensables dans le refroidisseur de gaz et dans le condenseur et sont évacués vers un réservoir.

Ce système gaspille de la chaleur. Bien qu'une dilution des gaz par de la vapeur dans l'évaporateur puisse ne pas être absolument nécessaire, on la considère comme désirable pour diminuer le volume de gaz explosifs dans l'appareillage. On peut économiser des calories pendant un fonctionnement continu en utilisant une partie de la chaleur de combustion pour régénérer la vapeur de dilution. On peut également diminuer les pertes en utilisant une partie de la chaleur pour chauffer l'eau d'alimentation pour les chaudières à vapeur dans les systèmes à haute pression.

L'appareil de recombinaison à flamme à basse pression peut être converti en un appareil de recombinaison catalytique à basse pression en éliminant le précondenseur et en remplaçant le brûleur par une couche de catalyseur. L'alumine platinée, sous forme de longs granules de 1 huitième de pouce (3,18 mm) de diamètre et 1 huitième de pouce (3,18 mm) de long, contenant de 0,03 à 0,3 pour cent en poids de platine est un catalyseur efficace. On peut obtenir la recombinaison complète dans une couche d'un volume de 3 pieds cubes (0,085 m³) simplement rempli comme le montre la figure 9.

Si on prévoyait une soufflante pour remettre la

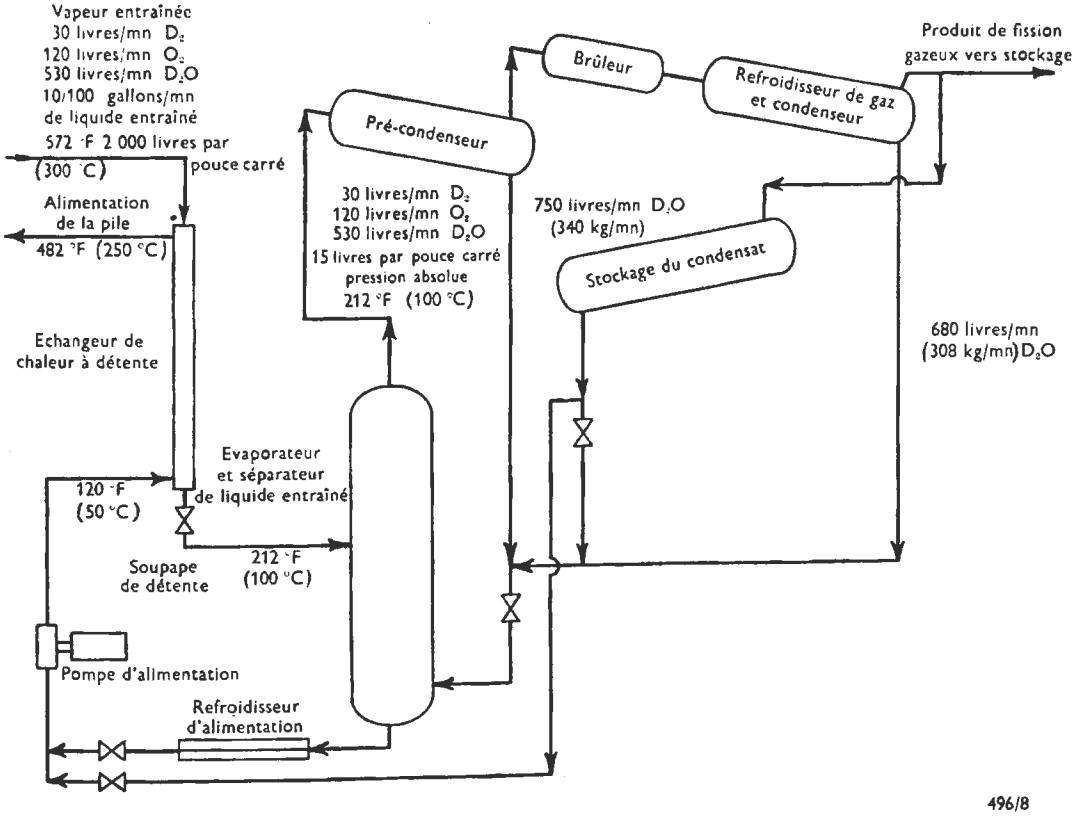


Figure 8. — Schéma de principe pour un type de pot de recombinaison à flamme à basse pression.

N. B. — La disposition de cette figure n'a pas permis d'indiquer les équivalences de toutes les mesures en unités métriques.

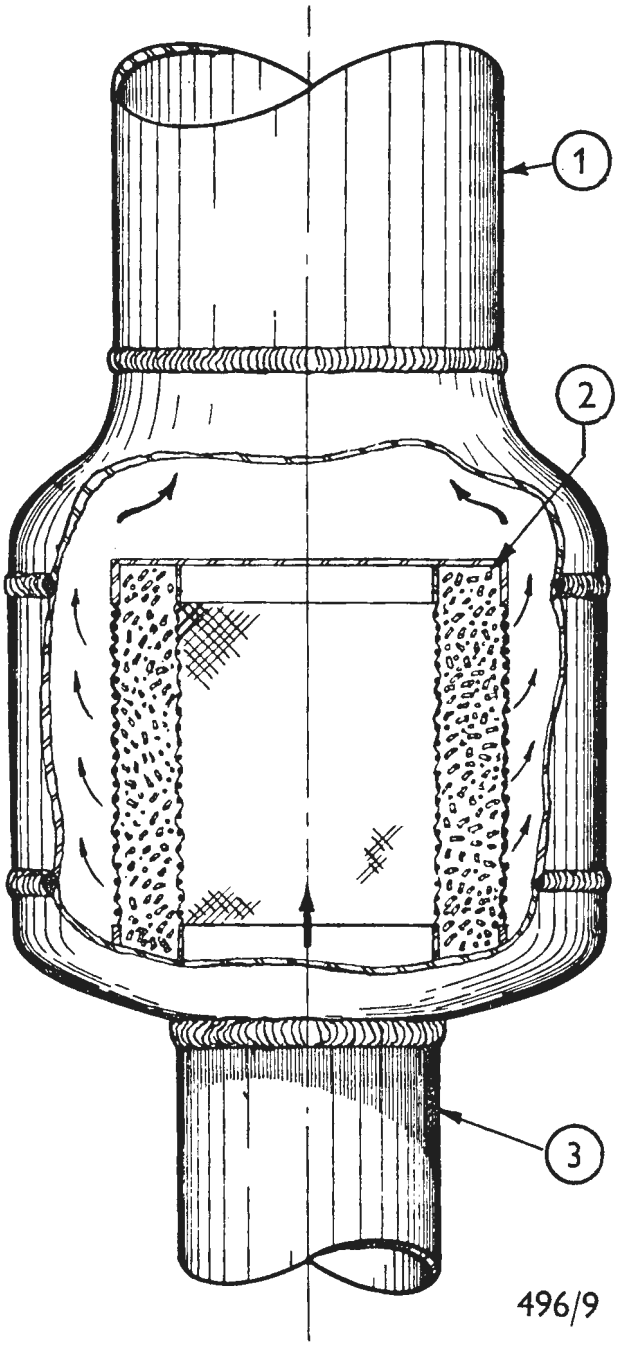


Figure 9. — Appareil de recombinaison catalytique.

1. Sortie de 24 pouces (61 cm) de diamètre; 2. Couche de catalyseur de 24 pouces (61 cm) de diamètre, de 20 pouces (51 cm) de haut et de 4 pouces (10 cm) d'épaisseur; 3. Entrée de 16 pouces (41 cm) de diamètre.

vapeur d'eau ou un gaz non condensable en circulation, l'évaporateur n'aurait qu'une utilisation limitée dans le système de recombinaison. Par une étude appropriée du refroidisseur de gaz et du condenseur, la plus grande partie de la chaleur de combustion pourrait être utilisée pour la production de vapeur pour le turbo-alternateur.

La figure 10 montre un schéma de principe pour un appareil de recombinaison catalytique à haute pression. Les gaz provenant du séparateur sont déversés dans un réservoir à combustible où ils sont mélangés avec un diluant qui sera remis en circulation. Le diluant renferme environ 60 pour cent en volume de vapeur d'eau lourde et 40 pour cent de gaz condensable à 572 °F (300 °C) et 2 000 livres par pouce carré (140 kg/cm²). On peut utiliser, comme gaz non condensable, l'hélium, l'oxygène ou d'autres gaz. On empêche les explosions en maintenant la teneur en deutérium du gaz saturé en dessous de 3 moles pour cent et 6 moles pour cent respectivement, pour les diluants oxygène et hélium.

Le modèle du pot de recombinaison à haute pression est semblable à celui de l'ensemble à basse pression représenté à la figure 9. Les récipients ont des diamètres plus petits et les parois sont plus épaisses. Il n'y a aucun changement dans le type ou dans le volume du catalyseur. A la suite du pot de recombinaison se trouve un condenseur où l'excès d'eau lourde est enlevé, avant d'être envoyé au réservoir de combustible ou à un réservoir à condensat. Pendant le fonctionnement normal de la pile, on réglera la concentration du combustible et la température de fonctionnement en changeant la répartition de l'eau entre le réservoir à combustible et le réservoir à condensat. Dans ce schéma de principe, on a indiqué une soufflante pour la remise du gaz en circulation. On a établi des modèles de soufflantes qui sont analogues aux pompes principales de circulation, mais plus petites. On pourrait éliminer la soufflante en étudiant un système recombinateur permettant la remise en circulation par convexion naturelle.

On peut faire circuler une partie du gaz à travers des adsorbeurs pour enlever les produits de fission; ce processus diminuerait la quantité des produits de fission se trouvant dans la pile, mais il n'est pas nécessaire pour obtenir un faible empoisonnement au xénon. La répartition naturelle du xénon entre le liquide se trouvant dans le cœur de la pile et le gaz du recombinateur, compte tenu de la décroissance du xénon contenu dans le gaz, ne produirait qu'une diminution de l'empoisonnement au xénon de 0,01 ou moins.

En étudiant et en situant correctement le séparateur de gaz et la tuyauterie allant au réservoir à combustible, les appareils de recombinaison pourraient aussi servir de dispositifs de mise en pression pour la pile. On réglerait la pression en faisant varier le refroidissement dans le condenseur et en ajoutant ou en enlevant du gaz.

Système de stockage à basse pression et d'élimination des déchets

La centrale nucléaire exige un équipement pour l'emmagasinage du combustible pendant l'entretien de la pile, pour le remplissage de la pile, pour la vidange du combustible à envoyer à l'installation de traitement et pour l'élimination des produits gazeux de fission. Les cuves-réservoirs sont dimensionnées de telle façon qu'une réaction en chaîne

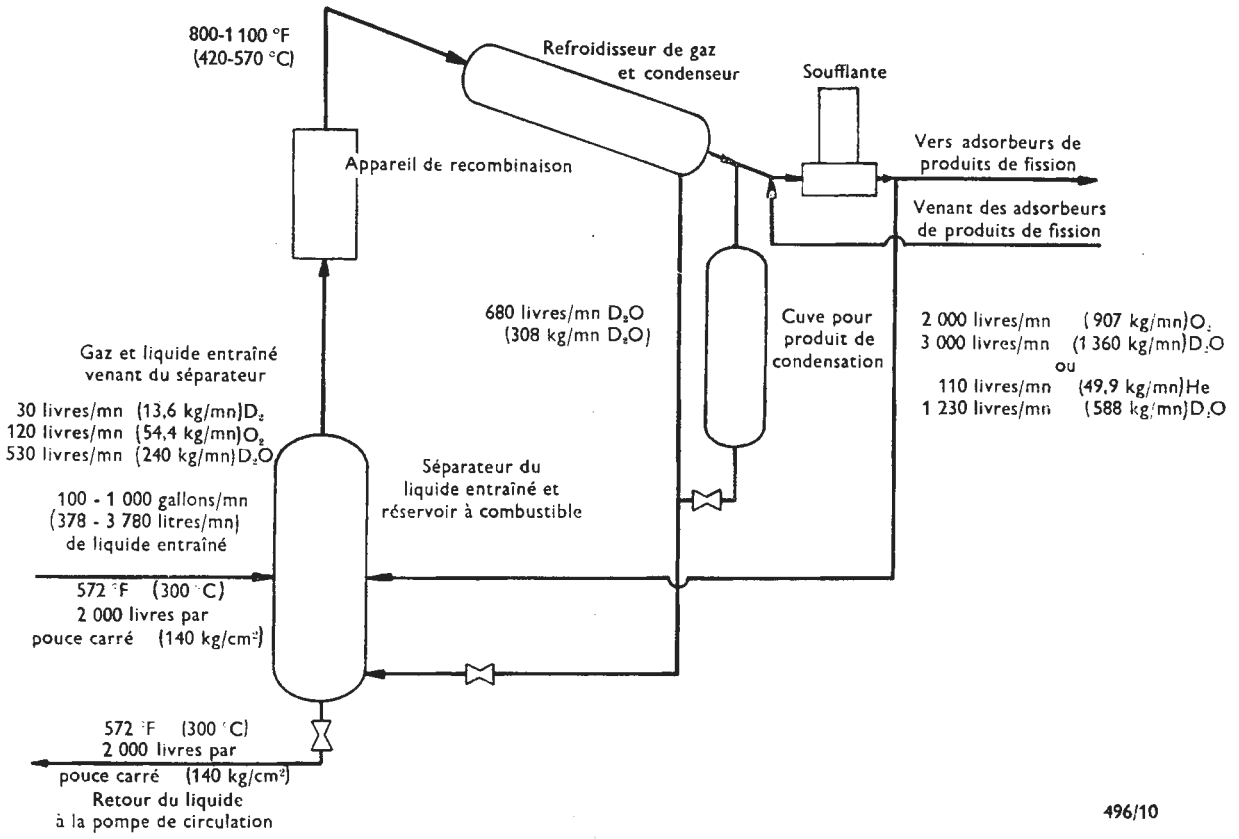


Figure 10. — Schéma de principe pour appareil de recombinaison catalytique à haute pression.

N. B. — Les pressions indiquées sont des pressions absolues.

ne puisse s'y produire. Il est avantageux, généralement, de les faire longues et de limiter leur diamètre à 2 ou 2,5 pieds (61 ou 76 cm). Un évaporateur est compris dans cet ensemble de cuves-réservoirs pour séparer la plus grande partie de l'eau lourde de l'uranium et des produits de fission avant de les envoyer à l'installation de traitement; il sert aussi au démarrage de la pile, comme on le décrira plus loin. Ce même évaporateur peut faire partie d'un appareil de recombinaison à flamme à basse pression. Un refroidissement est prévu pour extraire la chaleur de désintégration des produits à fission. Il y a un petit recombinateur pour recombiner les gaz radiolytiques, produits dans le combustible en réserve.

Des pompes centrifuges à faible pression de refoulement et à grand volume peuvent être utilisées pour le remplissage de la pile en eau lourde et pour l'introduction du coulis dans la couche de récupération au moment du démarrage. Il faut des pompes à grande pression de refoulement pour alimenter le réacteur en fonctionnement. Des pompes du type à diaphragme à déplacement réel ont été utilisées avec succès dans la pile HRE (Homogeneous Reactor Experiment) et ont été calculées pour la pile HRT (Homogeneous Reactor Test). Des pompes analogues devraient pouvoir servir de manière satisfaisante au cas où les gaz de décomposition seraient recombinés dans des recombinateurs à haute pression. D'autres types de pompes pourront être nécessaires pour renvoyer le liquide provenant des recombinateurs à basse pression.

Les gaz des produits de fission qui proviennent des systèmes recombinateurs doivent être éliminés sans qu'il se produise de danger biologique. On pense que cette condition pourra être remplie, au moins pour les premières génératrices nucléaires, en emmagasinant les gaz radioactifs jusqu'à ce qu'ils se soient tous désintégrés, sauf le krypton-85, dont la période est 10 ans. Le krypton, après dilution dans l'air, serait évacué par une haute cheminée. On ferait d'abord passer les gaz à emmagasiner à travers des pièges froids, où toute l'eau lourde, à des traces près, serait récupérée. Ils seraient ensuite adsorbés sur du charbon de bois activé ou d'autres adsorbants, dans des tuyaux ou des récipients refroidis pour faire disparaître la chaleur de désintégration. En supposant que les gaz soient conservés pendant environ un an, la quantité de krypton-85 évacué par la cheminée correspond à un débit d'activité d'environ 600 curies par jour.

Ensemble de la pile

L'ensemble de la pile et des appareils auxiliaires est représenté comme partie de l'esquisse de la

centrale à la figure 1. L'appareillage de la pile, d'après cette image, est logé dans une cuve de 60 pieds (18,3 m) de diamètre et de 120 pieds de haut (36,6 m), cuve prévue pour contenir le combustible et la vapeur s'il se produisait une fuite. On peut accéder aux pompes, aux vannes et autres pièces critiques de l'appareillage à travers des ouvertures pratiquées dans le dôme et dans le bouclier de protection biologique. Il faudra enlever le dôme tout entier pour remplacer la cuve de la pile ou les échangeurs de chaleur. Pour le remplacement de grosses pièces de l'appareillage, il sera probablement indiqué, pour des raisons de protection, de remplir la cuve d'eau. Un bassin est représenté à côté de la pile pour recevoir l'équipement contaminé pendant qu'on le répare. La possibilité de réalisation, du point de vue économique, des piles homogènes à solution aqueuse, peut dépendre de la mise au point d'un appareillage et de méthodes appropriées pour l'entretien des diverses parties fortement radioactives de la pile.

FONCTIONNEMENT ET CONDUITE DE LA PILE

La conduite des piles homogènes à solution aqueuse repose entièrement sur la variation de la concentration du combustible et sur le coefficient de température de la réactivité. Un réglage grossier pour le démarrage de la pile, pour changer la température de fonctionnement et pour compenser l'empoisonnement par les produits de fission se fait en réglant la concentration en combustible dans le cœur. On compte sur le fait que le coefficient de température pour la réactivité est négatif pour satisfaire aux conditions de régulation et de sécurité de la pile.

On mettra la pile en marche par un remplissage progressif en combustible du cœur et de la couche de récupération. Par pompage direct dans les cuves de magasinage, la boue sera amenée dans le circuit de circulation de la couche de récupération. En même temps, de l'eau lourde obtenue par évaporation de la solution destinée au cœur et située dans les cuves sera, par pompage, envoyée dans le système de circulation du cœur. Lorsque le cœur et la couche de récupération auront été remplis tous les deux, on les mettra sous pression et on mettra les fluides en circulation. Il sera avantageux alors, bien que la nécessité n'en soit pas absolue, de chauffer les liquides de circulation à environ 400 °F (204 °C) en injectant de la vapeur dans les échangeurs de chaleur. Puis on ajoutera du combustible concentré à débit réglé. Lorsque la concentration critique aura été atteinte, la réaction en chaîne commencera et la température de la pile augmentera au fur et à mesure de l'addition du combustible. Lorsque la température approchera de la température de fonctionnement spécifiée, on prélèvera de la vapeur aux échangeurs de chaleur pour mettre la turbine en marche. On fera les réglages définitifs de la concentration lorsque le turbo-alternateur fonctionnera à pleine puissance. L'excès de liquide résultant de la dilatation de la solution dans la pile sera ramené aux réservoirs de stockage.

Le mode opératoire sera inversé pour un arrêt normal de la pile. Le combustible contenu dans le cœur sera déversé dans les réservoirs de décharge, où l'eau lourde sera distillé, avant d'être ramenée à la pile. On peut, de cette façon, réduire lentement la température de fonctionnement jusqu'à ce que la pile soit refroidie. Selon le motif de l'arrêt, on pourra faire démarrer à nouveau en injectant le combustible concentré qui se sera accumulé dans les réservoirs. En cas d'urgence, les fluides de la pile peuvent être déversés rapidement dans les réservoirs.

Le coefficient de température, pour une pile de ce type sera d'environ $-2 \times 10^{-4} \Delta k/k$ par °F. Comme il semble n'y avoir aucune bonne raison pour exiger que les oscillations de courte durée de la puissance autour de sa valeur moyenne soient maintenues au-dessous de plusieurs unités pour cent, le réglage s'effectue facilement. Il semble que le coefficient de température est suffisamment grand pour limiter toute augmentation de puissance prévisible. Toutefois, la pile doit être conçue et doit fonctionner de façon qu'il ne puisse se produire des changements de réactivité avec une telle rapidité et une telle valeur que des pressions destructrices puissent être engendrées par le fluide chauffé lorsqu'il est éjecté du cœur pendant la saute de puissance correspondante.

La cuve contenant le cœur est prévue de façon à pouvoir supporter une pression interne de 400 livres par pouce carré (28 kg/cm²) au-dessus de la pression extérieure sans détérioration. On estime qu'il faut une introduction instantanée de 1,7 pour cent de réactivité au-dessus de la valeur pour laquelle commence la divergence avec le dispositif de mise sous pression dont nous avons parlé, pour obtenir cette augmentation de pression; celle-ci correspond à une vitesse d'augmentation de réactivité d'environ 1 pour cent par seconde pour la pile dans les conditions du démarrage et de plus de 2 pour cent par seconde pour le fonctionnement à des puissances supérieures à 1 000 kW. Des vitesses d'augmentation aussi fortes ne peuvent être obtenues que comme résultat de plusieurs erreurs simultanées de la part des conducteurs et à la suite d'une panne de plusieurs circuits de sécurité dans le système de régulation.

ÉTUDE DE L'INSTALLATION DES TURBO-ALTERNATEURS

L'équipement de la centrale électrique proprement dite est semblable à celui qu'on rencontre dans une installation énergétique classique. La différence principale réside dans la turbine à vapeur. Les turbines des centrales modernes sont prévues pour utiliser de la vapeur surchauffée à des températures supérieures à 1 050 °F (566 °C) et à des pressions supérieures à 1 000 livres par pouce

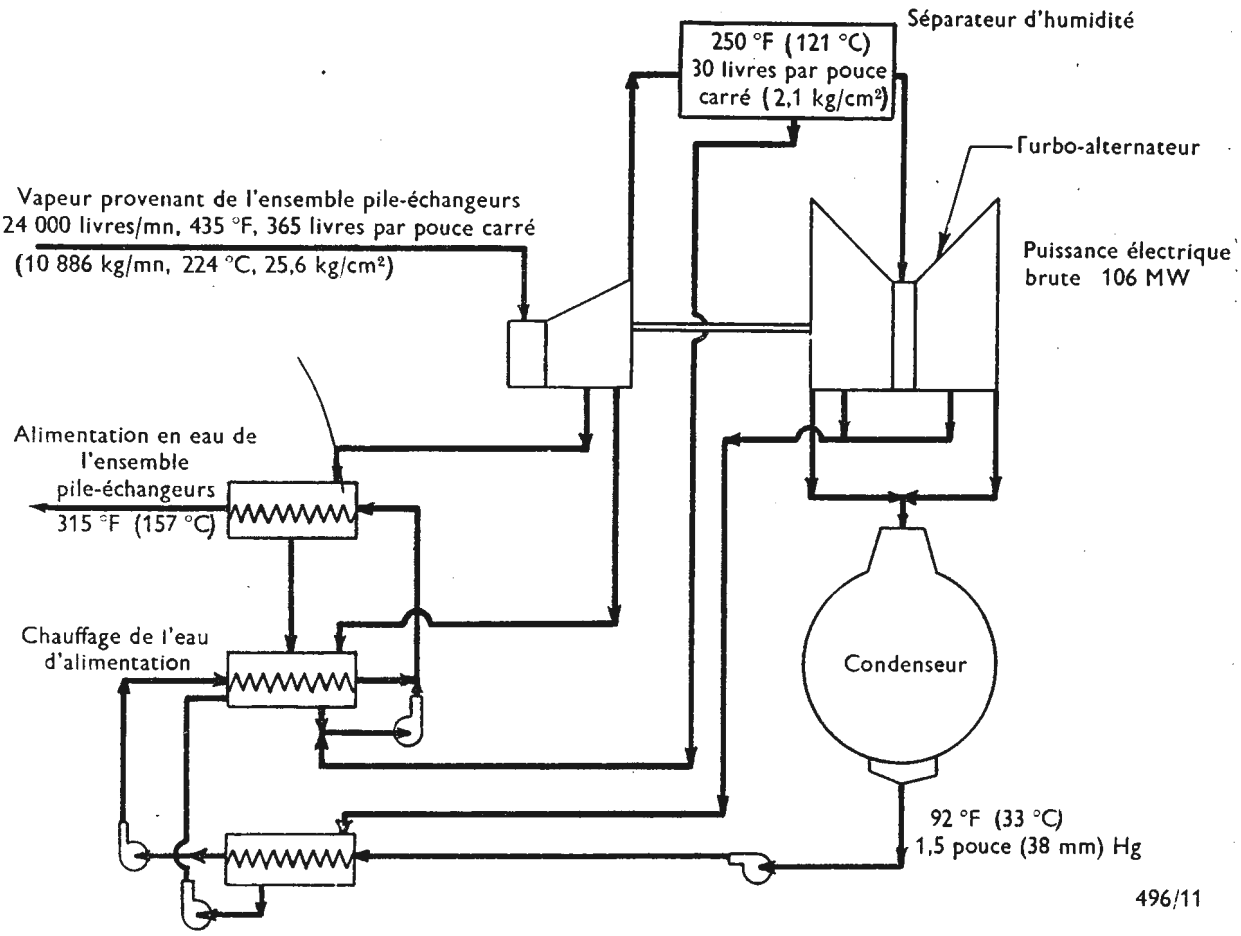


Figure 11. — Schéma de principe du turbo-alternateur.

N. B. — Les pressions indiquées sont des pressions absolues.

carré (70 kg/cm²) pour obtenir de hauts rendements thermiques. La turbine, dans notre génératrice nucléaire, devrait être conçue pour de la vapeur saturée à pression relativement basse. Elle comprendrait probablement les étages intermédiaires et de basse pression d'une turbine classique, dont le type aurait été modifié pour obtenir une meilleure utilisation de la vapeur humide. Bien que le rendement mécanique du turbo-alternateur soit élevé, une température de vapeur moins grande conduirait à des rendements thermiques plus faibles.

Un schéma de principe pour ce turbo-alternateur est représenté à la figure 11. La vapeur provenant de la partie nucléaire de la centrale est détendue et passe de l'état de vapeur sèche, à 435 °F (224 °C) et ayant une pression absolue de 365 livres par pouce carré (25,6 kg/cm²), à celui de vapeur contenant environ 12 pour cent d'humidité à une pression absolue de 30 livres par pouce carré (2,1 kg/cm²). La vapeur humide est séchée dans un séparateur d'humidité, puis détendue à nouveau à 12 pour cent d'humidité et condensée à 92 °F (33 °C) et à une pression absolue de 1,5 pouce (38 mm) de mercure. Avant que l'eau d'alimentation ne soit ramenée à l'ensemble pile-échangeur, elle est chauffée à 315 °F (157 °C) en trois stades, en utilisant la vapeur extraite de la turbine. On estime le rendement brut du turbo-alternateur à environ 27 pour cent. La demande propre de la centrale en électricité et les pertes de chaleur dans l'ensemble pile-échangeurs diminuent le rendement net de la station à environ 23 pour cent.

PERSPECTIVES DE L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE AU POINT DE VUE ÉCONOMIQUE

Le but final des études sur la pile homogène à solution aqueuse est la mise au point de types de pile, de combustibles et de procédés de traitement qui permettent d'utiliser des combustibles nucléaires pour produire de l'énergie à bas prix. De grands progrès sont en cours en ce qui concerne l'obtention de renseignements fondamentaux sur les types de combustibles, la corrosion et l'érosion des matériaux, la fabrication des combustibles et l'étude et la construction de l'équipement de la pile. La pile HRE (Homogeneous Reactor Experiment) a été construite et mise en service avec succès. On est en train de la remplacer par une pile légèrement plus

grande, appelée HRT (Homogeneous Reactor Test) [7]. Nous avons la certitude que sur cette base, on pourra construire les installations d'une grande centrale.

La question de savoir si l'énergie produite dans de grandes stations à piles homogènes pourrait concurrencer, au point de vue du prix de revient, l'énergie produite par les installations classiques à combustible fossile, dépend du coût et de la sécurité du fonctionnement de la centrale nucléaire et des prix du combustible. Au cours des deux dernières années, plusieurs études ont été faites sur de grandes centrales énergétiques contenant des piles homogènes à solution aqueuse. On a estimé qu'une station capable de produire 100 mégawatts d'électricité et construite au cours des prochaines années coûterait entre 20 et 25 millions de dollars. Il faudrait compter avec un investissement additionnel pour l'approvisionnement en oxyde de thorium, en matières fissiles et en eau lourde. En comparaison, le prix de revient total d'une installation de même puissance, fonctionnant au charbon, s'élèverait à environ 15 millions de dollars. Le prix de revient des centrales électro-nucléaires devrait approcher du prix des centrales classiques quand on aura acquis plus d'expérience dans l'étude, la construction et le fonctionnement des centrales comportant des piles.

Pour l'instant, on est en droit de supposer que les centrales électro-nucléaires fonctionneraient avec la même sécurité que les centrales classiques. L'équipement de production d'électricité présente si peu de différences avec celui d'une installation classique qu'on peut être assuré qu'il fonctionnera de manière satisfaisante. Certes, rien ne peut remplacer l'expérience pour déterminer les conditions de sécurité d'une centrale nucléaire, mais on est en train de recueillir des renseignements importants concernant des essais effectués avec certains combustibles, certains matériaux et certaines parties de la pile. L'expérience acquise sur HRT sera très précieuse. Toutefois, l'évaluation définitive de la sécurité de fonctionnement d'une pile devra être faite sur de plus grandes installations.

En supposant parfaitement sûr le fonctionnement des piles, l'énergie nucléaire pourra concurrencer les autres formes d'énergie si le prix de revient du combustible nucléaire est nettement inférieur à celui du charbon. Les calculs indiquent que la pile à deux régions alimentée par du thorium, que nous avons décrite, produirait plus d'uranium-233 qu'elle n'en consommerait. La durée nécessaire pour doubler la quantité d'uranium-233 serait d'environ 1 500 jours de fonctionnement à pleine puissance. La dépense pour alimenter la pile en thorium serait négligeable et le prix de l'approvisionnement en matières fissiles serait inférieur à la valeur de l'uranium-233 produit en excédent. Il est donc clair que la dépense en combustible sera faible si le traitement du combustible est bon marché. Le prix de la préparation du combustible dans des installations qui fabriquent le combustible de cinq stations de 100 mégawatts ou davantage devrait intervenir pour moins de 1 millième de dollar par kilowattheure dans le prix de revient total de l'énergie; pour les petites installations, ce prix varierait à peu près en raison inverse des dimensions de l'installation. Les constructeurs des petites centrales pourraient envisager deux solutions : ou bien envoyer leur combustible à de grandes usines de traitement situées au centre du pays (dans les cas où l'expédition du combustible serait possible); ou bien admettre un prix de traitement plus élevé sur l'emplacement même de leur centrale.

Les perspectives de production d'énergie à bas prix avec des piles homogènes à solution aqueuse sont encourageantes.

D'après les renseignements que nous fournira le programme d'études actuellement en cours, nous saurons si nos espérances pourront se réaliser au cours des quelques prochaines années.

BIBLIOGRAPHIE

1. Beall S. E. et Winters C. E., *The Homogeneous Reactor Experiment*, Chemical Engineering Progress, mai 1954, *5*, n° 5 : 256-62.
2. Gall W. R., *The Homogeneous Reactor Experiment*, American Society of Mechanical Engineers, Paper n° 55-S-15, avril 1955.
3. Greenfield M. L., *et al.*, *Studies on Density Transients in Volume Heated Boiling Systems*, Department of Engineering, University of California, Los Angeles, octobre 1954.
4. Secoy C. H., *Problèmes chimiques posés par une pile homogène.* Voir mémoire P/821, Actes de la présente Conférence, vol. IX, séance 20 B.
5. Kitzes A. S. et Lyon R. N., *Suspensions aqueuses d'uranium et de thorium.* Voir mémoire P/811, Actes de la présente Conférence, vol. IX, séance 20 B.
6. Ferguson D. E., *Le traitement chimique du combustible aqueux de la pile homogène.* Voir mémoire P/551, Actes de la présente Conférence, vol. IX, séance 21 B.
7. Beall S. E. et Swartout J. A., *La pile homogène expérimentale HRT.* Voir dans le présent volume le mémoire P/498, séance 13 A.

Automatisation complète de la conduite des piles atomiques

par Jacky Weill *

PRINCIPE

L'utilisation d'une pile atomique pour la production d'énergie nécessite l'installation de dispositifs de contrôle automatique suffisamment sûrs et souples pour permettre l'exploitation à l'échelle industrielle de ce mode de production d'énergie.

On équipera donc la pile d'organes de commande capables d'assurer soit la fourniture d'une puissance constante, soit l'adaptation de la puissance à celle exigée par la consommation électrique. C'est ainsi que la pile pourra être assimilée aux turbines à vapeur des centrales thermiques classiques qui comportent un asservissement des brûleurs à la puissance demandée par les alternateurs. C'est ainsi également que le démarrage de la pile se fera de manière entièrement automatique et que tous les dispositifs de sécurité souhaitables assureront la protection de l'ensemble contre tout accident possible. Cependant, il convient, étant donné la nature même de cette nouvelle source d'énergie, de distinguer deux modes de fonctionnement de la centrale atomique.

a) *Centrale atomique interconnectée sur un réseau*

Il est à prévoir, pour une centrale atomique branchée sur un réseau, que l'électricité d'origine atomique ne sera pas la seule à contribuer à donner la puissance nécessaire, mais que des centrales hydrauliques ou thermiques débiteront également sur le réseau. Dans ces conditions, il paraît actuellement souhaitable de laisser les centrales atomiques fonctionner à pleine puissance même aux « heures creuses » où la puissance demandée est nettement inférieure à la puissance maximum du réseau et de décharger durant ces heures creuses les centrales thermiques et hydrauliques. On pourra ainsi économiser le charbon ou l'eau de ces centrales alors que le prix actuel de revient de l'installation d'une centrale atomique nécessite, pour un amortissement efficace, l'utilisation à temps complet de ces installations.

Des arguments autres que ceux basés sur les prix de revient militent en faveur de cette solution. L'empoisonnement en xénon, par exemple, peut interdire la remise en route de certains types de piles avant une trentaine d'heures succédant à un arrêt; par ailleurs, dans le cas où le coefficient de conversion en plutonium de la pile employée est favorable à la production de ce combustible, il conviendra de continuer cette fabrication à temps aussi complet que possible.

Il résulte de ces considérations qu'une centrale atomique sera soit en marche à haute puissance, soit à l'arrêt, cet arrêt étant provoqué par une panne ou nécessité par l'entretien.

Le dispositif d'asservissement de la puissance de la pile à la puissance demandée par l'alternateur ne sera donc pas utile et on pourra, pour ce cas, se contenter d'envisager les dispositifs de démarrage automatique, ceux de sécurité et ceux de pilotage automatique.

b) *Centrale atomique branchée sur un réseau indépendant*

Ces centrales, probablement moins nombreuses que les précédentes, auront pour tâche d'alimenter soit un moteur de propulsion, soit un petit réseau isolé ou éloigné des réseaux principaux. Cela suppose l'installation de la centrale sur les lieux mêmes de l'utilisation d'énergie; la combustion de l'uranium peut, dans ces conditions, constituer un facteur non négligeable dans le prix de revient. L'économie du combustible sera alors souhaitable et la puissance de la pile atomique sera asservie à la puissance demandée sur les arbres des turbines.

Nous indiquerons ici une méthode d'asservissement de la puissance. Notons, toutefois, qu'en pratique les puissances extrêmes seront généralement entre elles dans un rapport inférieur à cinq et que l'arrêt de la pile sera parfois à éviter, en raison du phénomène d'empoisonnement par le xénon.

DISPOSITIF DE PILOTAGE AUTOMATIQUE POUR PILES A PUISSANCE CONSTANTE

La puissance devant être maintenue constante, on fera appel au dispositif de mesure de puissance constitué, par exemple, par une chambre d'ionisation suivie d'un amplificateur à courant continu. La tension délivrée par cet amplificateur, étant

* Ingénieur au Commissariat à l'énergie atomique (Service des constructions électriques).

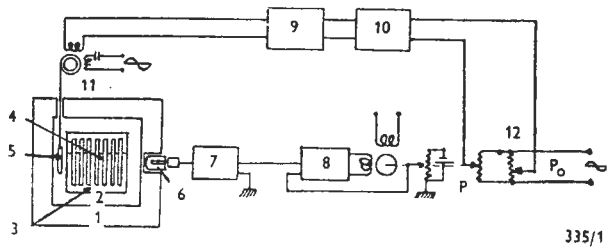


Figure 1. — Pilotage avec signal d'erreur (P_o—P).

1. Béton;
2. Réflecteur;
3. Ralentisseur;
4. Uranium;
5. Plaque de réglage;
6. Chambre d'ionisation;
7. Amplificateur à courant continu;
8. Enregistreur de puissance;
9. Amplificateur magnétique;
10. Amplificateur électronique;
11. Moteur;
12. Comparateur.

proportionnelle à la puissance de la pile, sera comparée à une tension de référence représentant la puissance désirée; la différence entre ces deux tensions représentera le signal d'erreur de puissance qui sera appliqué sur les amplificateurs de commande des barres de réglage de la pile, dans un sens tendant à l'annulation de ce signal. Dans ces conditions, toute évolution de puissance pourra être contrecarrée par ce dispositif de pilotage (fig. 1).

De bons résultats ont été obtenus avec ce mode extrêmement simple de pilotage déjà employé sur de nombreuses piles [1] *. On représente à la figure 8 la stabilité que l'on peut obtenir d'un tel dispositif. Certains dispositifs utilisent des vitesses variables de barres, ces vitesses étant fonction du signal d'erreur, d'autres opèrent à vitesse constante et donnent des résultats suffisants pour l'exploitation d'une pile en tant que source d'énergie.

Le seul problème qui reste à résoudre dans une installation de ce genre sera le démarrage automatique de la pile. On pourra se contenter d'un programmeur d'asservissement des barres de démarrage (fig. 2) qui réalisera la montée en puissance de la pile suivant une loi imposée à l'avance et variable selon les caractéristiques de la pile. Le pilotage automatique s'enclenchera dès que la pile atteindra la puissance stable désirée.

Ce type d'appareillage extrêmement simple et efficace sera également d'une exploitation aisée et sûre et conviendra à un grand nombre d'installations. Il sera cependant nettement insuffisant si de fortes et rapides variations de réactivité peuvent surgir au cours du fonctionnement de la pile, ces variations pouvant être causées par exemple par des variations possibles de la pression du fluide circulant entre la pile et les échangeurs de la turbine dans certains types d'installations. Signalons, pour fixer les idées, que le mode de pilotage décrit plus haut se limitera à des variations rapides ne dépassant pas 100 pcm/s.

En effet, un phénomène de dépassement peut apparaître en particulier lorsque l'on réalise avec ce type de pilotage soit une variation de réactivité,

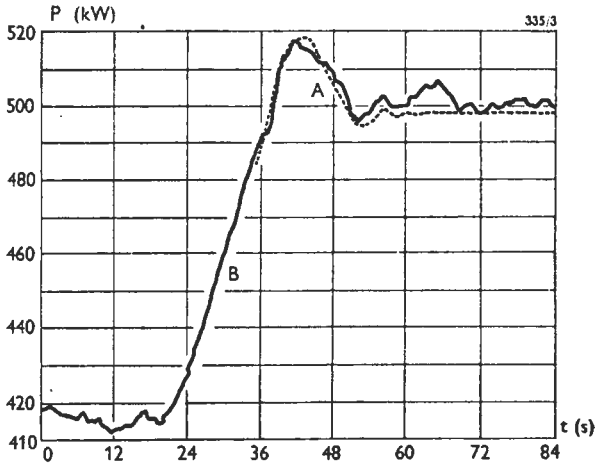


Figure 3. — Pilotage par signal v: (ΔP_o—ΔP).

Changement de demande de puissance.
A: Courbe obtenue au simulateur analogique ------
B: Courbe obtenue à la pile de Saclay ————

soit une variation de la demande P_o de puissance. Ce phénomène est mis en évidence à la figure 3, où l'on a représenté la courbe B obtenue pour une variation de demande de puissance de 100 kW sur la pile de Saclay et la courbe A obtenue dans les mêmes conditions sur un simulateur analogique. On obtiendra une courbe analogue pour une variation de réactivité de 100 pcm. Signalons qu'une variation de P_o allant du simple au double, de 1 000 à 2 000 kW par exemple, sera cause d'un dépassement de l'ordre de 1 000 kW, et d'oscillations pouvant durer plusieurs minutes. Ces phénomènes sont évidemment à prohiber et le type de pilotage décrit plus haut ne conviendra que dans des conditions particulièrement stables de fonctionnement. Dans les autres cas, il faudra compliquer le système et introduire, en particulier, un paramètre supplémentaire dans le signal d'erreur, ce paramètre pouvant avantageusement être la réactivité. Le dispositif de pilotage pourra être, dans ces conditions, identique à celui que nous

* Les numéros entre crochets renvoient à la bibliographie qui figure à la fin du mémoire.

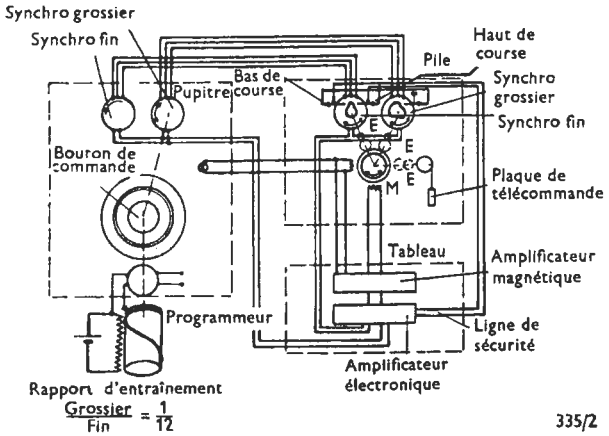


Figure 2. — Pilotage par programmeur.

décrivons dans ce qui suit et qui sera utilisé pour le contrôle automatique de piles à puissance variable.

Ce dispositif, tout en ayant les possibilités du dispositif décrit précédemment, permettra de faire varier la puissance en cours de fonctionnement tout en assurant à cette opération les conditions de sécurité nécessaires. Nous avons déjà décrit dans un article précédent [2] le principe de ce pilotage qui utilise un signal d'erreur de puissance et un signal d'erreur correcteur de réactivité, le signal u injecté dans le dispositif de commande des barres étant donc de la forme

$$u = A\ (P_o - P) - BR$$

où P_o est la puissance demandée, P la puissance de la pile au temps considéré, A et B deux coefficients d'injection, R un signal correspondant à la réactivité ou, plus exactement, à la période de la pile au temps considéré. Ce signal sera fonction de la position des barres de réglage dont la vitesse minimum sera choisie de manière à pouvoir toujours permettre l'annulation rapide du signal u. Ce dispositif pourra être réalisé selon le schéma de la figure 4.

Notons que la méthode employée fait appel à deux types de signaux d'erreur de puissance. En effet, on a utilisé ici, dans le but de réaliser à la fois une grande précision et une grande stabilité, un appareillage de mesure fine de la puissance constituée par une mesure grossière P par paliers

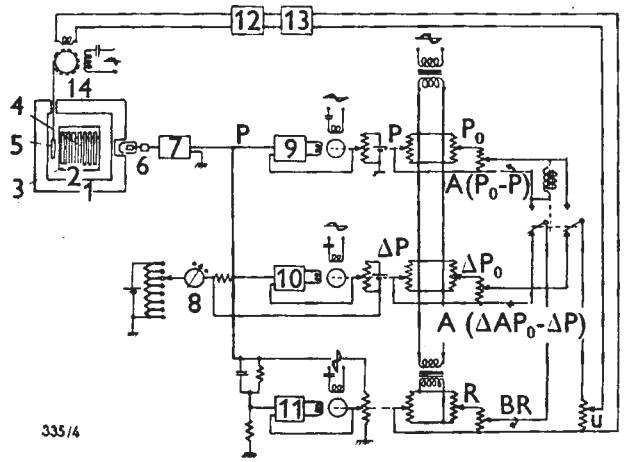


Figure 4. — Schéma du dispositif de pilotage automatique.

1. Béton;
2. Réflecteur;
3. Ralentisseur;
4. Uranium;
5. Barre de réglage;
6. Chambre d'ionisation;
7. Amplificateur à courant continu;
8. Commutateur potentiométrique;
9. Enregistreur potentiométrique de puissance;
10. Enregistreur potentiométrique vernier de puissance;
11. Enregistreur potentiométrique de réactivité;
12. Amplificateur magnétique;
13. Préamplificateur électronique;
14. Moteur diphasé.

correspondant chacun au vingtième de la puissance nominale de la pile et par une mesure « vernier », ΔP donnant l'indication correcte à l'intérieur du palier considéré. Cette méthode d'opposition, décrite ailleurs [3], fonctionne sans aucune intervention, le passage d'un palier à un autre étant automatique (fig. 4).

Seul le signal P intervient dans une première phase, le signal correcteur étant proportionnel à $P'_o - P$. Une fois le palier P atteint, le signal $P'_o - P$ cède, grâce à un relais inverseur, la place au signal correcteur $\Delta P_o - \Delta P$. Remarquons que cette méthode donne à chacun de ces deux signaux une valeur de saturation que nous désignons par $A_p\ (P_o - P)_{max}$ et $A_{\Delta P}\ (\Delta P_o - \Delta P)_{max}$. De ce fait, comme u tend vers une annulation permanente, nous distinguerons dans la première phase de la variation de puissance une réactivité maximum $R_{Pmax} = \frac{A_p}{B}\ (P_o - P)_{max}$ et de même dans la seconde phase une réactivité maximum $R_{\Delta Pmax} = \frac{A}{B}\ \Delta P\ (\Delta P_o - \Delta P)_{max}$.

Ceci indique que, durant toute la première phase qui pourra s'étendre sur une gamme étendue de puissance, la réactivité R_{Pmax} ne sera pas dépassée et qu'il est aisé par le dosage du facteur $\frac{A}{B}$ d'obtenir ainsi une variation de puissance à telle valeur constante de réactivité désirée; on pourra également choisir pour la deuxième phase une valeur $R_{\Delta Pmax}$ qui assurera, à réactivité constante, l'évolution de la pile aux approches de la puissance $P_o = P'_o + \Delta P_o$ de régulation désirée.

Il est évident que, l'annulation du signal u étant obtenue lorsque $P = P_o$ ou $\Delta P = \Delta P_o$ pour une valeur simultanément nulle de la réactivité, R l'évolution de la pile sera telle qu'elle atteindra la puissance de régulation P_o souhaitée en même temps que la réactivité s'annulera. Cela indique l'absence de dépassement de la valeur P_o et, à fortiori, l'absence d'oscillations. Nous donnons aux figures 5 et 5 bis une variation de puissance, positive et négative, ainsi obtenue à l'intérieur d'un palier $(\Delta P_o - \Delta P)$ et à la figure 6, une variation plus étendue et faisant intervenir successivement les signaux $(P'_o - P)$ et $(\Delta P_o - \Delta P)$ (détail à la figure 7).

Ce dispositif de pilotage automatique réunit les caractéristiques de sécurité indispensables; en effet :

a) Il permet de maintenir la pile à puissance constante et ceci pour toutes les valeurs de puissance désirée;

b) Il permet de faire varier volontairement la puissance. Cette variation provoquée par le changement de la valeur P_o se fera automatiquement avec une réactivité maximum, imposée une fois pour toutes;

c) Il permet, de même, d'asservir la puissance

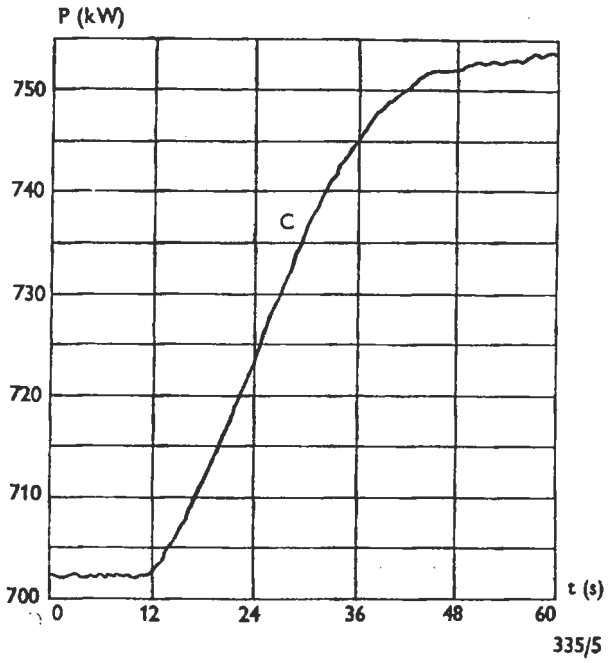


Figure 5. — Pilotage $u = A\ (\Delta P_o - \Delta P) - BR$.
Demande positive de puissance.

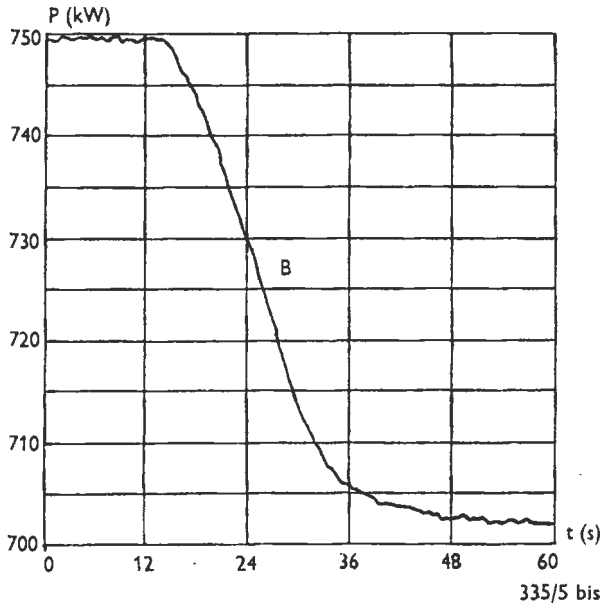


Figure 5 *bis*. — Pilotage $u = A\ (\Delta P_o - \Delta P) - BR$.
Demande négative de puissance.

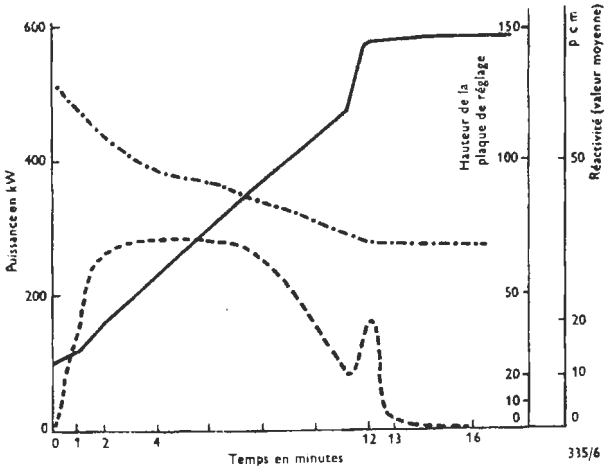


Figure 6. — Évolution de la puissance pour un passage automatique de 100 kW à 600 kW.
On indique également l'évolution correspondante de la réactivité et de la hauteur de la plaque de réglage (expérience réalisée sur la pile P_2).

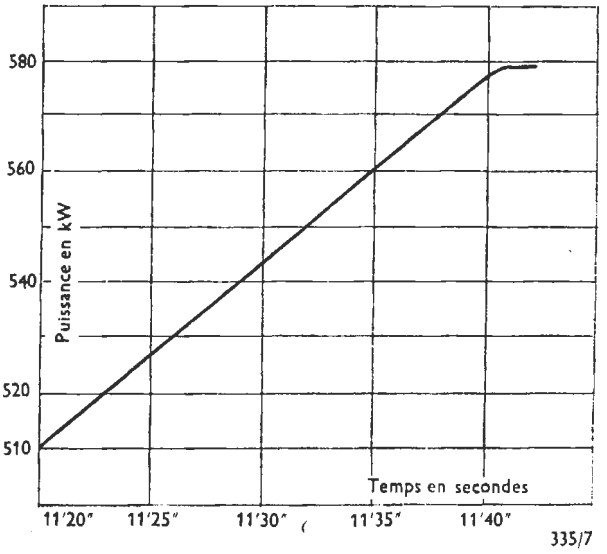


Figure 7. — Pilotage par $u = A\ (\Delta P_o - \Delta P) - BR$.
Détails du pilotage de la figure 6.

à la puissance P_o demandée par la consommation énergétique réclamée sur l'arbre de la turbine alimentée par la pile;

d) Il permet au cours de ces opérations d'empêcher la pile de dépasser une puissance limite P_{max}. En effet, la valeur P_o de demande comporte également une valeur limite P_{omax};

e) Il permet, durant toute évolution, le non-dépassement d'une réactivité limite R_{max};

f) Il permet le démarrage automatique depuis la puissance zéro jusqu'à la puissance P_o demandée soit par l'opérateur, soit par la turbine.

Ce type de pilotage a fait l'objet d'une étude de stabilité; nous représentons à la figure 8, à titre de comparaison, les caractéristiques de stabilité obtenues à la pile de Saclay avec le pilotage $(P_o - P)$ (courbe A), avec le pilotage $(A\ (P_o - P) - BR)$ (courbe B) et le pilotage manuel (courbe C); cette

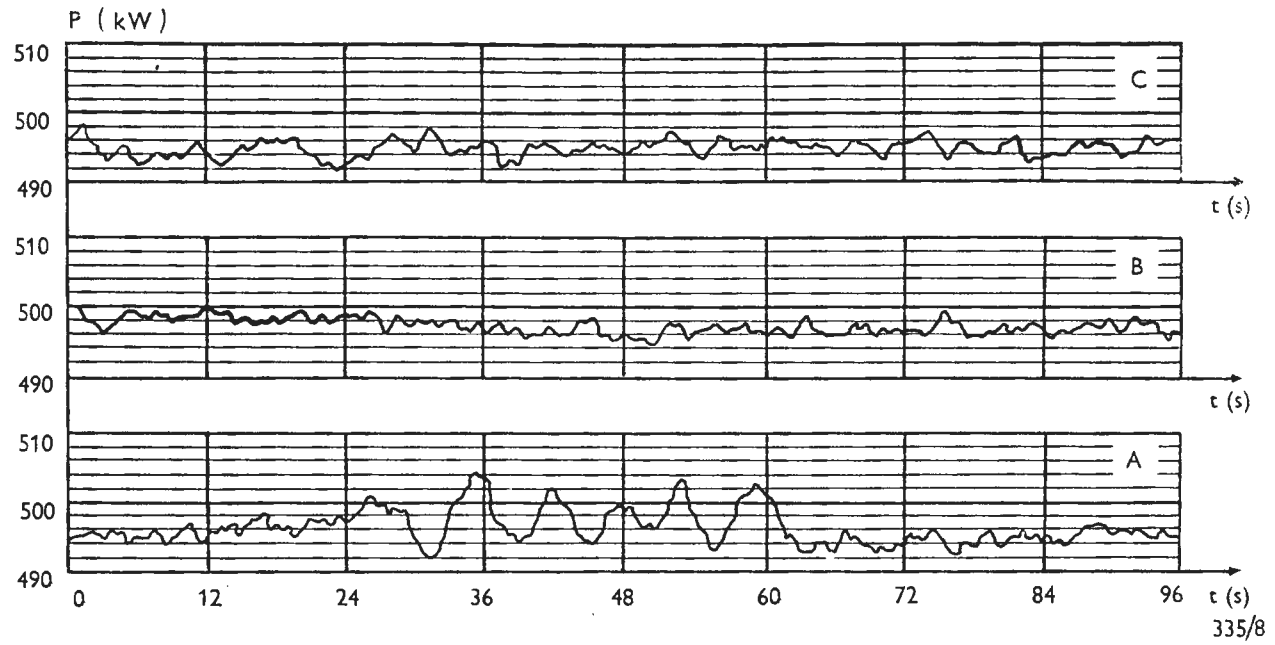


Figure 8. — Stabilité des différents types de pilotage.

A. Pilotage avec signal d'erreur ($P_0 - P$);
B. Pilotage avec signal d'erreur A ($\Delta P_0 - \Delta P$) — BR;
C. Pilotage manuel (avec intervention toutes les secondes environ).

dernière courbe représente le meilleur résultat que l'on peut réaliser en pilotant manuellement la pile, cette qualité de pilotage nécessitant environ une intervention par seconde sur les plaques de réglage.

EFFET DE TEMPÉRATURE ET D'EMPOISONNEMENT

Le pilotage décrit ne tient pas compte totalement de l'effet de température et de celui du xénon, car ces effets introduisent en général une antiréactivité supérieure à celle que peut compenser une seule plaque de réglage. Il conviendra donc d'asservir au pilotage automatique la position des barres de compensation destinées à compenser ces effets. Cet asservissement pourra se faire très simplement par des contacts correspondant à une course bien déterminée de la plaque de pilotage. Un contact haut-de-course déterminera la montée d'une barre de compensation, un contact bas-de-course déterminera la descente de la barre de compensation et un contact médian provoquera l'arrêt de cette montée ou de cette descente. Il conviendra de choisir, pour les vitesses de montée des barres de compensation, des vitesses plus faibles que pour les barres de réglage qui auraient ainsi la possibilité de compenser à la fois l'effet des barres de compensation et celui de l'évolution positive ou négative de la réactivité. Dès qu'une barre de compensation arrivera en extrémité de course, des contacts déclencheront l'action d'une autre barre de compensation et ainsi de suite jusqu'à épuisement de ces barres. Ce dispositif, tout en gardant les caractéristiques du pilotage automatique décrit plus haut, permettra l'utilisation de ce pilotage quelles que soient les conditions initiales ou finales de température et d'empoisonnement.

SÉCURITÉ DE FONCTIONNEMENT

Le dispositif décrit est complété par des sécurités à maxima assurant l'arrêt de la pile en cas de dépassement de la puissance P_0 demandée, en cas de dépassement de la réactivité R_{max} et en cas de dépassement d'une température limite caractérisant la pile. L'expérience nous a montré que le dispositif pouvait assurer sans panne le fonctionnement satisfaisant du pilotage durant plusieurs mois. Cependant, il conviendra de prévoir deux dispositifs complets de pilotage; en cas de panne de l'un des dispositifs, le second le remplacera automatiquement, ce passage sera provoqué par la discordance des signes respectifs du signal d'erreur u et du signal $P_0 - P$.

Ce type de sécurité prévoit en particulier soit l'arrêt de la barre de pilotage, soit une évolution intempestive de cette barre.

NOTA. — Des résultats expérimentaux obtenus au simulateur analogique seront transmis ultérieurement, dans la mesure où ces résultats pourront être obtenus avant le 1er août 1955.

On donnera en particulier quelques aperçus du pilotage par un signal d'erreur comprenant la température.

BIBLIOGRAPHIE

1. Boven J. H., *Automatic Control Characteristics of Thermal Neutron Reactor*, Proc. Inst. Electr. Eng., 1953, *100* : 1re partie, p. 90.
Harrer J. M., Deshong J. M., Nucleonics, 1954, *12* : nº 1, p. 44.
Moore R. V., *The Control of a Thermal Reactor*, Proc. Inst. Elect. Eng. 1953, 100 : Part. 1, p. 102; Schultz M. A., A.E.C.D., 1950, p. 3163.

2. Bonnaure P., Braffort P., Pelchowitch I., Weill J., *Pilotage automatique d'un réacteur nucléaire*, J. Nuclear Energy, 1954, *1*, p. 24-38.

3. Van Blitz V., Weill J., *Commutateur potentiométrique pour la mesure de tensions continues*, J. Phys. Radium, oct. 1951, *12* : p. 78 A-80 A.

Le projet de pile rapide de Dounreay

par J. W. Kendall et T. M. Fry *

Si l'on a décidé de mettre au point une pile rapide susceptible de fournir de l'énergie à l'échelle industrielle, c'est pour la raison fondamentale suivante : une telle pile paraissait capable d'utiliser l'uranium combustible avec un bien meilleur rendement qu'un système basé sur la fission thermique. L'énergie que peut libérer l'uranium-238 est peu différente de celle de l'uranium-235, mais lorsque de l'uranium naturel a été consommé par un système thermique, la totalité du combustible a perdu son uranium-235, à l'exception de quelques parties pour cent, et doit être mise au rebut. Actuellement, la nécessité d'économiser l'uranium n'est peut-être pas absolument impérative, mais, tout compte fait, la possibilité offerte par le système rapide d'utiliser l'uranium à peu près dans sa totalité peut devenir des plus intéressantes.

Une réaction en chaîne engendrant des neutrons rapides ne peut pas être entretenue dans l'uranium ayant le degré d'enrichissement naturel. Le cœur de la pile doit être chargé avec une proportion de matière fissile, soit uranium-235, soit plutonium-239, de beaucoup supérieure à celle qui existe dans l'uranium naturel. Le prix de revient de la matière fissile se chiffre en milliers de livres sterling par kilogramme, de sorte que la charge initiale représente un investissement de capitaux très important. S'il doit seulement servir à « catalyser » l'extraction de l'énergie contenue dans l'uranium-238, chaque kilogramme de matière fissile pourra fournir des centaines de kilowatts d'électricité. Ce qui nous fixe un objectif à atteindre avant toute réalisation : nous ne pouvons pas considérer la pile rapide comme une source d'énergie payante, avant que des rendements de cet ordre n'aient été constatés. De plus, ce rendement doit être calculé en tenant compte de la quantité globale de matière fissile utilisée dans la totalité du système, y compris les installations de traitement, et non pas seulement sur celle qui se trouve dans la pile.

Le second point de l'étude concerne la température de sortie. La chaleur produite dans une pile doit avoir une température suffisamment élevée pour pouvoir être transformée en énergie avec un rendement acceptable.

L'idéal consisterait à introduire de l'uranium naturel dans la pile et à en extraire les produits de fission de façon continue. En pratique, il sera nécessaire de retirer périodiquement le combustible, afin de le purifier et de lui faire subir une nouvelle fabrication; il s'agit là d'une opération coûteuse qui accroît aussi l'investissement en matière fissile nécessaire au fonctionnement du système. De ce fait découle le troisième critère pour réussir à exploiter une pile rapide : il ne faut pas que les frais de traitement du combustible soient excessifs. Si le procédé employé est coûteux ou exige beaucoup de temps, il est indispensable que le combustible fournisse une importante quantité de chaleur avant qu'un nouveau traitement soit nécessaire. Il est difficile de donner un chiffre exact, mais, avec les procédés qui sont présentement envisagés, un taux de combustion de matière fissile de l'ordre de 10 pour cent est probablement nécessaire. A l'allure prévue, ceci correspondrait à quelques mois d'irradiation dans la pile.

Enfin, si l'emplacement choisi pour la pile se trouve dans le Royaume-Uni, il faut que son fonctionnement ne présente aucun danger.

A Dounreay, sur la côte nord de l'Écosse, la United Kingdom Atomic Energy Authority a entrepris la construction d'une pile rapide. Il s'agit essentiellement d'une installation expérimentale, car on ne possède aucune expérience technique permettant d'étudier la construction d'une pile, dont le cœur aurait le rendement, la température de sortie et le taux de combustion exigés. La meilleure manière d'acquérir ces connaissances semble être de construire une installation possédant toute la souplesse réalisable. Les éléments qui, à l'usage, apparaîtront mal conçus seront remplacés par d'autres meilleurs et l'on espère pouvoir montrer qu'une pile rapide constitue une solution économiquement saine du problème de la production de l'énergie à l'échelle industrielle.

Il convient, à cet égard, de mentionner que la production de l'énergie électrique à l'aide d'un réacteur rapide, le EBR, a été réalisée aux États-Unis, il y a déjà longtemps, en décembre 1951. Cette réalisation a prouvé qu'il est possible de surmonter de nombreuses difficultés techniques mais il est nécessaire d'atteindre une production beaucoup plus grande si l'on désire obtenir l'énergie dans des conditions économiquement acceptables. Notons d'ailleurs que la voie qu'il conviendrait de suivre pour construire une centrale électrique à

Original : anglais.

* United Kingdom Atomic Energy Authority, Risley et Harwell.

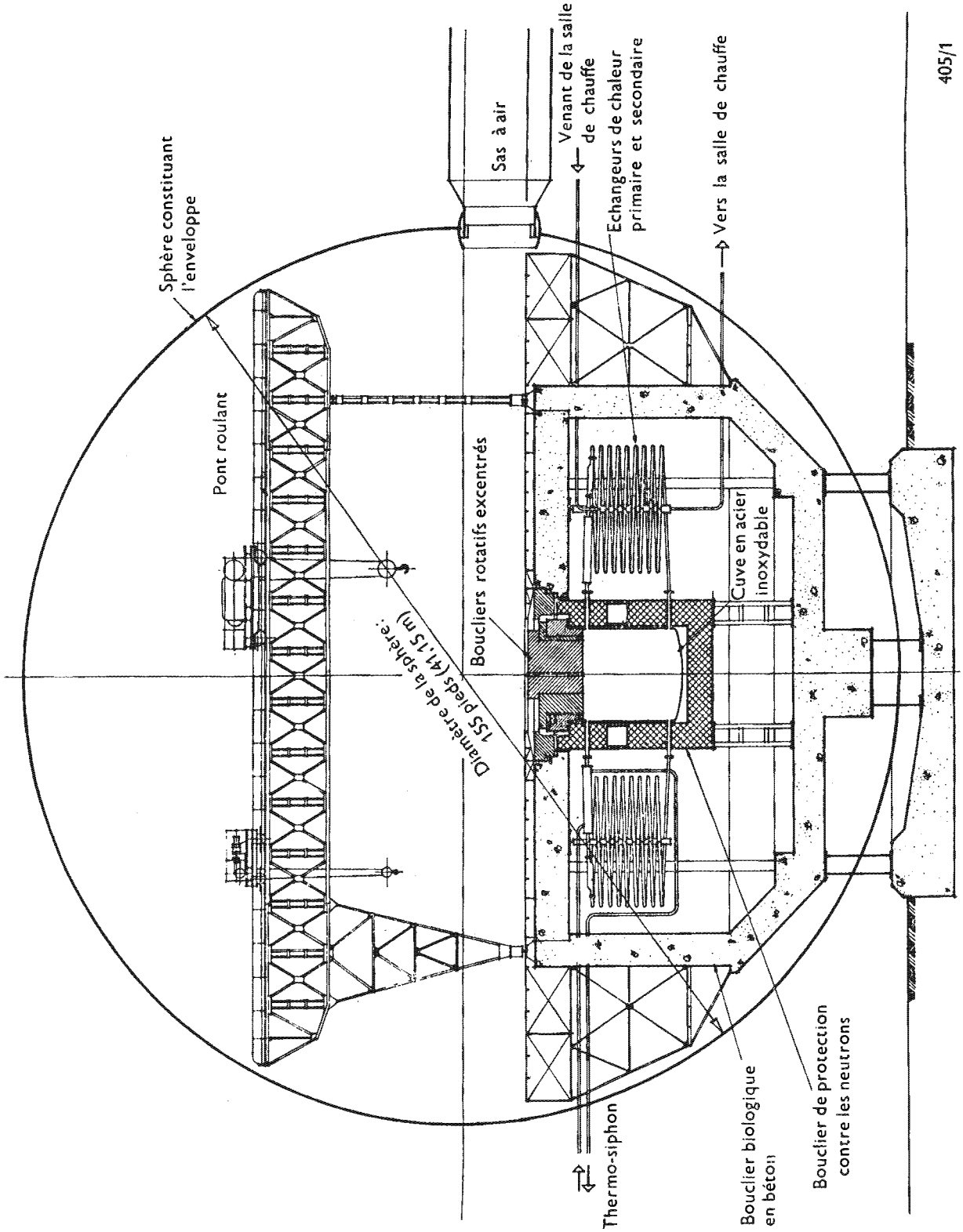


Figure 1. — Vue d'ensemble de la pile.

grande échelle ne soit pas tout à fait la voie adoptée; on a choisi pour les dimensions du cœur de la pile de Dounreay environ 2 pieds (61 cm) de diamètre et 2 pieds (61 cm) de longueur, dimensions qui permettront, par extrapolation, la construction d'une pile plus grande.

L'installation sera constituée par une sorte de cuve, à travers laquelle, par pompage, circulera assez de fluide de refroidissement pour évacuer plus de 60 MW de chaleur. Dans cette cuve, des plaques de tuyaux et d'autres éléments structuraux doivent trouver place pour supporter la couche de récupération et le cœur de la pile. Si l'expérience montre que les premières dispositions ne sont pas satisfaisantes, il sera possible de vider la cuve et de repartir à zéro.

S'il s'agit de tirer de la pile de très grandes quantités de chaleur, il est nécessaire, étant donné les faibles dimensions du cœur, d'utiliser un fluide de refroidissement de chaleur spécifique élevée et de haute conductibilité thermique, et on aura grand avantage à ce que ce fluide de refroidissement ait une tension de vapeur aussi basse que possible. Ces considérations conduisent au choix du sodium liquide, éventuellement avec addition de potassium pour en abaisser le point de fusion. On disposait, par des expériences à échelle réduite, de connaissances sur ces réfrigérants lorsqu'on se fixa sur ce choix.

La pile coûtera quelques millions de livres sterling, et son cœur contiendra une assez grande quantité de matière fissile. Il représente donc un investissement qui ne doit pas être gaspillé lors d'un accident. Étant donné la persistance du dégagement de chaleur après l'arrêt de la pile, il est essentiel que l'on soit certain qu'à tout instant le fluide de refroidissement circulera constamment par le cœur. Le cœur de la pile rapide fonctionne à un régime si élevé qu'il se trouverait rapidement porté à la température de fusion si la circulation du fluide de refroidissement venait à s'interrompre. L'étude des circuits de refroidissement a donc été menée en ne perdant pas de vue cette nécessité.

Le circuit de refroidissement sera entièrement construit en acier inoxydable. Il s'agit là d'une excellente matière pour le travail aux températures élevées et, de plus, ne s'oxydant pas, il permet d'avoir une tuyauterie toujours nette. Les plans et la méthode de fabrication ont été copiés sur ceux d'une usine chimique traitant des produits intensément radioactifs. Il s'agissait d'une installation en acier inoxydable, contenant de l'acide nitrique et d'autres produits chimiques corrosifs et construite de telle sorte qu'aucune fuite ne soit possible. Grâce à l'emploi exclusif du soudage par rapprochement et du contrôle radiographique des joints sur à peu près chaque centimètre, cette exigence put être satisfaite. Il est possible également de construire d'une manière impeccable la cuve et la tuyauterie formant le circuit primaire de la pile rapide. L'ensemble ne comporte aucune vanne, et il n'y a pas de cuves de vidange dans lesquelles le fluide de refroidissement pourrait, par mégarde, se déverser.

Vingt-quatre cellules semblables, comportant chacune deux échangeurs de chaleur et une pompe électromagnétique, compléteront le circuit primaire. La partie inférieure de chaque cellule sera chemisée par un tube extérieur à travers lequel on pompera le fluide de refroidissement secondaire. Au-dessus se trouvera une courte section horizontale dans laquelle s'insèrent les bobinages des pompes électromagnétiques. A la partie supérieure se trouvera un autre échangeur de chaleur, également chemisé, permettant, par thermosiphon, de dissiper dans l'air la chaleur dégagée par la pile au cas où elle s'arrêterait par suite d'une panne générale du secteur électrique. Vingt cellules alimentent le cœur à partir d'un espace commun jouant le rôle de collecteur et situé à la partie supérieure de la cuve, tandis que les quatre autres fournissent le réfrigérant à la couche de récupération.

Étant donné le principe en vertu duquel l'extraction de la chaleur ne doit jamais être interrompue, de multiples circuits secondaires et les circuits correspondants d'évacuation de la chaleur seront prévus. Même les alimentations en courant électrique seront séparées. L'énergie électrique destinée aux pompes sera fournie par des moteurs diesel, chacun d'eux n'étant relié qu'à deux des pompes primaires et aux circuits correspondants. Ainsi, l'arrêt d'un moteur n'entraînera l'arrêt que d'une seule pompe sur dix. Certes, le débit à travers le cœur tombera, en proportion, de façon notablement plus importante, car une certaine quantité du réfrigérant s'écoulera dans la mauvaise direction à travers les pompes en panne. En dépit de cela, la diminution du débit n'atteindra jamais la valeur dangereuse.

Le réfrigérant secondaire utilisé sera du sodium ou un alliage sodium-potassium. Pour des raisons de sécurité, il est prescrit que le réfrigérant secondaire doit être chimiquement inerte vis-à-vis du réfrigérant primaire, ce qui exclut l'eau. Le réfrigérant secondaire transportera la chaleur vers une salle de chauffe pour produire de la vapeur. Comme la radioactivité n'est plus en cause, une réaction chimique entre le sodium et l'eau dans cette partie de l'installation ne constituerait pas un très grave accident. La chaleur inutilisée sera évacuée par l'intermédiaire d'un condenseur refroidi par l'eau de mer.

Il ne faut pas que le réfrigérant secondaire devienne radioactif; il est donc nécessaire de prévoir un bouclier de protection contre les neutrons entre la cuve et les échangeurs de chaleur. Ce bouclier peut aussi remplir un autre rôle. Des mesures de vitesse de fission doivent être effectuées même en période d'arrêt de la pile. En fait, il est particulièrement important de faire ces mesures lorsque la pile n'engendre pas des quantités appréciables de chaleur, car c'est alors qu'on peut s'attendre à des accidents. Pour ces mesures, on peut préconiser un détecteur de neutrons thermiques, placé au sein d'une certaine masse d'un corps ralentisseur à l'extérieur de la cuve; ce détecteur serait sensible et d'un accès facile.

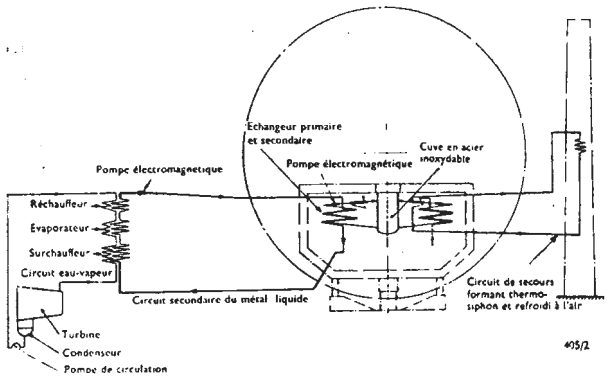


Figure 2. — Disposition schématique des circuits de métal liquide et de vapeur. Pile rapide.

Le bouclier de protection contre les neutrons est constitué par des blocs de graphite empilés autour de la cuve sur une épaisseur de 4 pieds (1,22 m). La presque totalité du graphite devra contenir assez de bore pour absorber les neutrons lorsqu'ils auront été ralentis. Le long d'une ceinture située à hauteur de la cuve, on utilisera du graphite pur, sauf pour la couche la plus externe. Dans cette région, la densité des neutrons thermiques est très élevée, ce qui permettra de déterminer la vitesse de fission jusqu'à des énergies très faibles. Pour être certain que cette vitesse ne tombera jamais au-dessous du minimum observable, une source de neutrons sera placée dans la pile.

L'avantage que l'on espère acquérir par l'utilisation de graphite au bore pour absorber les neutrons, c'est que l'activité à longue période qui sera engendrée ainsi le sera en bien moins grande quantité que si l'on employait de l'acier. Cela simplifierait les problèmes de démontage du bouclier de protection si cette opération devenait nécessaire. Le graphite sera maintenu à une certaine température pour réduire les altérations causées par les radiations.

Le graphite et la cuve seront supportés par une construction en acier, reposant elle-même sur un socle en béton qui fait partie du bouclier de protection biologique. Ce dernier sera constitué par une sorte de vaste coupe en béton d'un diamètre extérieur d'environ 90 pieds (28 m), haut de 45 pieds (14 m) avec une épaisseur minimum de 5 pieds (1,50 m). Ces dimensions sont déterminées par l'encombrement des échangeurs de chaleur et par l'activation du fluide de refroidissement. La dalle de couverture, qui comporte un trou central d'un diamètre de 20 pieds (6 m), reposera sur une couronne de colonnes verticales. Cette disposition engendre certaines complications, car les colonnes se trouvent dans l'espace qui devra être occupé par l'appareillage d'échange de chaleur, mais la dalle, trop grande pour n'être supportée que par ses bords, exigerait une armature exagérément renforcée à proximité du centre. Les échangeurs de chaleur seront suspendus à cette dalle formant toit.

Le sodium pur est un intermédiaire de transfert de chaleur meilleur que l'alliage et il est bien meilleur marché; mais, si l'on veut l'utiliser, tout le circuit primaire doit être maintenu à une température supérieure au point de fusion du sodium, pour que le circuit ne puisse pas se bloquer. L'ensemble de la nef devra donc être constitué à la manière d'une boîte à chaleur, avec des réchauffeurs d'air. Le béton et les colonnes supportant le toit seront calorifugés et refroidis par une circulation d'air. Au cours des premiers stades du fonctionnement, on utilisera l'alliage sodium-potassium; ainsi, la nef sera accessible lorsque l'activité du fluide de refroidissement aura décru après l'arrêt de la pile.

Cette pile peut nécessiter des modifications et des perfectionnements avant que son fonctionnement soit tout à fait satisfaisant. Pour cette raison, il convient de laisser subsister une grande ouverture dans la dalle de couverture, ce trou étant obturé par une sorte de bouchon mobile en béton. Il sera ainsi possible, le cas échéant, d'enlever, à travers cette ouverture, l'appareillage placé sous la voûte. Au centre, le haut de la cuve sera fermé par un épais bouchon, jouant le rôle de bouclier de protection, en forme de cylindre excentré, muni de joints d'étanchéité liquides; on peut faire tourner ce bouchon pour amener le pont roulant au-dessus de la cuve. Au cours du fonctionnement, le fluide de refroidissement exerce une certaine pression sur le bouchon, dont l'étanchéité sera assurée mécaniquement par interposition d'un matelas de gaz.

Suivant l'exemple du Knolls Atomic Power Laboratory, à West Milton, la pile de Dounreay se trouvera enfermée à l'intérieur d'une enveloppe sphérique d'acier, de 135 pieds (41 m) de diamètre, épaisse d'environ 1 pouce (25 mm).

On a étudié théoriquement le problème de la sécurité des piles rapides et évalué l'importance de l'explosion qui se produirait, si la réactivité augmentait rapidement et que la pile devînt surcritique. Vraisemblablement, aucune enceinte résistant à la pression, et de dimensions acceptables, ne serait capable de maîtriser une telle explosion. Nous sommes toutefois persuadés que le danger peut être éliminé par une conception convenable du système de pilotage et par celle du cœur lui-même.

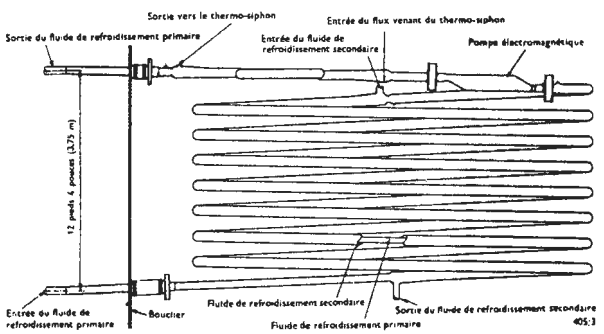


Figure 3. — Échangeur de chaleur primaire et secondaire.

Même s'il n'y a pas explosion, rien ne garantit qu'une défaillance des installations ne permettra la fuite de produits de fission. L'activité du cœur étant de l'ordre de cent millions de curies, une fuite, ne fût-ce que de quelques centièmes, constituerait un très sérieux risque pour une vaste région. L'enveloppe sphérique a été réalisée pour permettre de retenir ces produits de fission, au cas très improbable où ils viendraient à s'échapper du cœur.

Par sa seule existence, le métal liquéfié formant le fluide de refroidissement constitue un sérieux danger d'incendie. Pour réduire ce risque, aucune quantité notable d'eau ne sera admise à l'intérieur de la sphère, mais celle-ci contiendra environ 13 tonnes d'oxygène sous forme d'air. Notons que l'enveloppe n'a pas été calculée pour résister à la pression qui s'établirait si tout cet oxygène venait à se combiner instantanément avec le sodium.

Le sodium est un mauvais combustible. Comme d'autres combustibles, il réagit avec l'air en phase gazeuse. Son point d'ébullition élevé, 883 °C, et son importante chaleur latente de vaporisation, 1 kilocalorie par gramme, font qu'il brûle lentement dans l'air. La chaleur de combustion n'est que de 2 kilocalories par gramme, de sorte que la moitié de cette quantité doit être employée à vaporiser une nouvelle masse de combustible pour alimenter l'incendie. En raison de sa conductibilité thermique élevée, la chaleur tend à se propager rapidement loin de la surface en train de brûler, qui se recouvre promptement d'une couche isolante d'oxyde. Un incendie au sodium ne s'entretiendra pas de lui-même à allure très rapide, car la chaleur nécessaire à la vaporisation devrait être empruntée à une autre source. Dans le cas présent, la seule source disponible serait la désintégration radioactive des produits de fission dans le combustible de la pile.

On peut envisager des conditions telles qu'il cesse d'être possible d'extraire la chaleur de l'intérieur de la sphère. La température de la pile s'élève alors. L'émission des neutrons se ralentit, mais le dégagement de chaleur dû à la désintégration des produits de fission continue. En mettant les choses au pire, toute cette chaleur peut aller jusqu'à provoquer la vaporisation du sodium. La combustion de la vapeur de sodium produit deux fois la quantité de chaleur absorbée pour la vaporisation. Toute cette chaleur peut être transférée à l'air, qui, à son tour, céderait cette chaleur, par convection naturelle, à la paroi en acier de la sphère, qui serait elle-même refroidie par l'air extérieur. Dans cette hypothèse, l'air atteindrait une température maximum de 340 °C et une pression maximum de 16 livres par pouce carré (1,10 kg/cm^2), environ quinze minutes après le début de l'incendie. En tenant compte encore des variation possibles de la pression barométrique, etc., le chiffre choisi lors des calculs pour la limite de résistance de la sphère à l'égard d'une pression intérieure a été de 18 livres par pouce carré (1,30 kg/cm^2).

La pression intérieure n'est cependant pas le seul critère à considérer lors du calcul de la sphère. Après complet achèvement de la réaction et consommation totale de l'oxygène primitivement contenu dans la sphère, il est vraisemblable que la température baisserait, laissant un vide partiel à l'intérieur. La disparition de l'oxygène ferait apparaître une pression extérieure de 3 livres par pouce carré (0,20 kg/cm^2). La pression à laquelle elle commencerait à se déformer dépend de l'uniformité de la paroi en acier. Selon les estimations les plus pessimistes, on pourrait voir apparaître, pour une pression extérieure de 5 livres par pouce carré (0,35 kg/cm^2), un creux d'environ 18 pieds (5,50 m) de diamètre à la partie supérieure de la sphère. Cela ne ferait pas apparaître, dans l'acier, des contraintes mécaniques supérieures à une tonne par pouce carré (1,60 kg/mm^2). Au cas où se réuniraient les circonstances les plus défavorables, la pression engendrée ne pourrait pas dépasser cette valeur.

Étant donné que l'on compte sur le transfert de chaleur à partir de la paroi externe pour évacuer la chaleur en cas d'accident, aucun revêtement calorifuge ne sera prévu sur l'extérieur de la sphère et des canalisations amèneront de l'eau à sa partie supérieure afin qu'elle puisse ruisseler sur la surface extérieure et aider à évacuer la chaleur si besoin est.

La prudence exige que des précautions extrêmes soient prises en établissant les plans d'une pile de ce genre, qui est d'un type nouveau et fonctionne à une allure aussi rapide. Mais on peut espérer que, lorsque l'on aura acquis une certaine expérience en matière de piles rapides, ce nouveau procédé mettra à notre disposition une source d'énergie sûre et durable.

Exposé d'ensemble sur les génératrices nucléaires à neutrons rapides

par W. H. Zinn*

Une industrie d'énergie nucléaire apportera une contribution essentielle aux ressources énergétiques mondiales si l'approvisionnement en matières fissiles se révèle suffisant pour assurer sa longévité. Si l'on en croit le nombre des mémoires présentés à la Conférence de Genève qui portent sur la prospection et la découverte de gisements d'uranium et de thorium, ce fait a été bien compris. Le succès qui couronne les recherches de thorium et d'uranium dans le monde nous assure un approvisionnement capable de satisfaire pendant longtemps les besoins de l'industrie de l'énergie nucléaire.

Le temps pendant lequel les ressources en uranium et en thorium pourront subvenir aux besoins de l'industrie de l'énergie nucléaire, dépend non seulement de la quantité de minerais disponible dans la croûte terrestre, mais de l'efficacité de leur emploi. Une meilleure utilisation des matières premières doit être l'objectif premier des techniciens de l'énergie nucléaire, comme il l'a traditionnellement été pour les techniciens qui construisaient les centrales électriques thermiques. Au stade initial de cette industrie, on peut admettre que l'objectif principal est la construction de centrales nucléaires qui puissent rivaliser, du point de vue économique, avec les centrales à charbon. Si cet objectif est atteint, il en résultera inévitablement une demande tendant à accroître l'utilisation des matières premières nucléaires. La création de centrales nucléaires économiquement rentables semble devoir être prochainement réalisée dans un certain nombre de pays, et en particulier aux États-Unis d'Amérique. Il semble également qu'en ce qui concerne l'utilisation des matières premières, la technique nucléaire soit encore dans un état très embryonnaire.

Les premières mesures du nombre de neutrons émis dans chaque fission, en 1939, laissèrent espérer qu'il pouvait y avoir davantage de neutrons disponibles qu'il n'en faut pour pouvoir tout juste entretenir la réaction en chaîne d'un système. Quelques années plus tard, vers 1944, on fit des mesures très précises de ν, α et η pour l'uranium [1] **. On commença alors à envisager très sérieusement la question de la régénération de matières fissiles à partir de l'uranium-238 et du thorium.

Si l'on convient que le taux de conversion maximum dans une pile est juste égal à $\eta - 1$, on voit que la quantité de combustible fissile qui se trouve au début dans une pile peut être multipliée, par conversion, tout au plus par le facteur $\frac{1}{2-\eta}$. On suppose ici que η est la valeur qui correspond à la pile en fonctionnement, c'est-à-dire que la température et, par suite, le spectre des neutrons doivent être caractéristiques de la pile en fonctionnement. Dans le cas des piles à neutrons thermiques, la valeur de η ainsi définie sera inférieure à 2.

En 1945 déjà, les valeurs de η avaient été établies comme suit :

$$\left.\begin{array}{l}\eta\ (^{235}\mathrm{U}) = 2{,}11\\ \eta\ (^{233}\mathrm{U}) = 2{,}34\\ \eta\ (^{239}\mathrm{Pu}) = 1{,}94\end{array}\right\}\ \text{pour une vitesse des neutrons de 2 200 m/s}$$

Il ressortait de ces chiffres que des deux isotopes fissiles régénérés, l'uranium-233 et le plutonium-239, seule la conversion de thorium en uranium-233 avait une chance appréciable de contribuer à l'approvisionnement en combustible fissile. Les valeurs admises pour η en 1955 sont :

$$\left.\begin{array}{l}\eta\ (^{235}\mathrm{U}) = 2{,}08\\ \eta\ (^{233}\mathrm{U}) = 2{,}31\\ \eta\ (^{239}\mathrm{Pu}) = 2{,}03\end{array}\right\}\ \text{pour une vitesse des neutrons de 2 200 m/s}$$

Les valeurs actuelles ne modifient pas la situation telle qu'on se la représentait il y a dix ans, quoiqu'il faille noter l'amélioration de la valeur du plutonium.

C'est parce que l'uranium-238 représente sans doute plus de la moitié des matières premières disponibles dans le monde, qu'il est important de concevoir des types de piles qui puissent corriger les conditions défavorables que font ressortir les valeurs de η indiquées ci-dessus, dans le cas des neutrons thermiques. On possédait déjà des indications tendant à montrer que la valeur de ν ne variait pas sensiblement avec l'énergie des neutrons. Il en résultait que l'amélioration de la valeur de η en

Original : anglais.

* Argonne National Laboratory.

** Les chiffres entre crochets renvoient à la bibliographie et aux références qui figurent à la fin du mémoire.

fonction de l'énergie des neutrons devait être recherchée à partir de l'amélioration de la valeur de α. Aux États-Unis d'Amérique, un certain nombre de laboratoires, en particulier le Los Alamos Scientific Laboratory, le Knolls Atomic Power Laboratory et l'Argonne National Laboratory, ont effectué des mesures qui donnent une indication sur la variation de α en fonction de l'énergie des neutrons. Ces mesures sont extrêmement difficiles et il n'existe pas de tableau complet donnant les variations de α pour les isotopes fissiles en fonction de l'énergie. L'analyse théorique de la question a également été entreprise, et les calculs sur la variation de α avec l'énergie ont amené à ce résultat, non inattendu, que lorsque l'énergie des neutrons augmente, on tombe dans un ensemble de valeurs plus petites pour α. Pour tirer profit de cette situation, il est indispensable de construire des piles qui puissent fonctionner avec des neutrons dont l'énergie dépasse celle des neutrons thermiques, et des indications semblent montrer que l'on réaliserait les conditions les plus favorables en maintenant l'énergie moyenne des neutrons dans la pile à une valeur aussi élevée que le permettent naturellement les corps non ralentisseurs qui composent la pile.

PILE ALIMENTÉE EN PLUTONIUM

Dans l'examen critique qui va suivre, nous ne considérerons que le plutonium-239 et l'uranium-235 comme matières fissiles primaires, puisque l'on pense que la régénération de l'uranium-233 est réalisable avec les neutrons thermiques, bien que la possibilité qu'elle soit également réalisable avec des neutrons d'énergie non thermique ne soit nullement exclue. Étant donné que α est fonction de l'énergie des neutrons, il faut soigneusement préciser la valeur de l'énergie utilisée. Des expériences, effectuées au Knolls Atomic Power Laboratory, ont montré qu'il fallait s'attendre, pour le plutonium-239, à une valeur égale à 0,63 pour les neutrons ayant une énergie de valeur intermédiaire égale à 30 eV. Pour les neutrons dont l'énergie a une valeur intermédiaire de 15 keV, la valeur prévue pour α sera de 0,42. Ces valeurs de α pour l'énergie intermédiaire des neutrons ne montrent aucune augmentation de la valeur de η par rapport à celle qui a été obtenue pour les neutrons thermiques. Les mesures faites sur la pile autorégénératrice expérimentale EBR (Experimental Breeder Reactor) de l'Argonne National Laboratory montrent que pour les neutrons d'énergie plus grande, α a une valeur plus favorable. Malheureusement, le spectre n'est mono-énergétique nulle part dans la pile, et c'est pourquoi, lorsqu'on cite les valeurs de α, le spectre correspondant doit être également donné. Lichtenberger [2] en donne des exemples. Il suffira de dire, pour les besoins de la présente étude, que l'on a obtenu, pour le plutonium-239, des valeurs de l'ordre de 0,06 et, pour l'uranium-235, des valeurs de l'ordre de 0,11. Si nous admettons que la valeur de ν, dans le cas des neutrons rapides, est de 2,88 pour le plutonium-239 et de 2,46 pour l'uranium-235, les valeurs maxima correspondantes de η sont : η (^{235}U) = 2,23; η (^{239}Pu) = 2,7.

Ceci laisse ouverte la question de la valeur réelle de ν pour les neutrons de grande énergie, mais il est bien évident qu'elle n'est pas inférieure à la valeur citée.

C'est le fait que l'on peut obtenir des valeurs de η aussi favorables pour les neutrons rapides qui a stimulé le développement des piles autorégénératrices fonctionnant avec des neutrons non ralentis.

Pour construire une pile grosse consommatrice d'uranium-238, il faut réaliser un cycle de combustion dans lequel on alimentera la pile en plutonium, en guise d'isotope fissile. Spinrad, Carter et Eggler [3] estiment qu'une pile à neutrons thermiques en fonctionnement, alimentée avec un mélange de plutonium-239 et d'uranium-238, ne peut avoir un η supérieur à 1,84. Cette estimation ne tient pas compte des pertes dues à la capture parasite des neutrons dans les matériaux de construction de la pile, ni des pertes qui se produisent au cours des traitements chimiques et métallurgiques. Pour un tel type de pile à neutrons thermiques, la consommation maximum de l'uranium-238 sera d'environ 5 pour cent. Les valeurs de η pour le plutonium-239, qui sont indiquées pour une pile à neutrons rapides, semblent offrir, du moins théoriquement, une marge très convenable, tenant compte des pertes de neutrons dans la pile et des pertes qui se produisent au cours des traitements chimiques et métallurgiques; cela donne la possibilité d'obtenir un taux de régénération supérieur à l'unité pour un cycle de combustion réel.

TAUX DE RÉGÉNÉRATION

Le taux de régénération désigné par « B.R. » (breeding ratio) est le rapport :

$$\frac{\text{Nombre d'atomes d'isotope fissile régénéré}}{\text{Nombre d'atomes d'isotope fissile consommé}}$$

ou

$$\text{B.R.} = \frac{\nu - 1 - \alpha - A - L + F\,(\nu' - 1)}{1 + \alpha} \qquad (1)$$

formule dans laquelle : A = nombre de neutrons perdus par fission de l'isotope fissile primaire dans les matériaux de construction et dans l'agent de refroidissement; L = nombre de neutrons fuyant hors de la pile pour chacune des fissions de l'isotope fissile primaire; F = nombre d'atomes d'uranium-238 fissionnés pour chacune des fissions de l'isotope fissile primaire; ν' = nombre de neutrons pour chaque fission pour l'uranium-238.

Afin d'évaluer les pertes auxquelles on doit s'attendre et, par suite, d'établir le taux de régénération d'un type donné de pile, il faut analyser la composition de la pile, ainsi que son cycle de fonctionnement.

Deux piles ont été utilisées aux États-Unis d'Amérique comme piles à neutrons rapides : la première, construite par le Los Alamos Scientific Laboratory, utilise le plutonium comme combustible; la seconde, construite par l'Argonne National Laboratory, utilise de l'uranium-235 enrichi au moins à 90 pour cent. Comme on souhaite limiter le plus possible la quantité de matières fissiles attribuée à ces piles, on utilise cette matière fissile sous une forme aussi peu diluée que possible. Il en résulte que le spectre d'énergie des neutrons possède l'énergie intermédiaire la plus élevée qu'on puisse concevoir dans un appareil en fonctionnement. Dans les génératrices nucléaires réelles, fonctionnant avec des neutrons non ralentis, la matière fissile sera beaucoup plus diluée. Il en résultera une diminution de l'énergie intermédiaire des neutrons. L'effet de la dilution a été étudié et certains résultats sont exposés par Okrent, Avery et Hummel [4]. Comme une discussion sur les piles à combustible dilué est plus proche de la réalité, quelques estimations portant sur les divers facteurs qui entrent dans la formule du taux de régénération dans le cas des piles à dilution seront faites ci-après. Il ne sera naturellement pas possible d'utiliser, dans ces évaluations, les constantes qui s'appliquent à l'énergie des neutrons appropriés aux piles à dilution. Il faut accepter cette situation comme une indication sur l'état de la technique. On supposera que les matières qui entrent dans la composition de la pile sont l'acier inoxydable, le sodium, l'uranium-238 et, comme isotope fissile primaire, soit l'uranium-235, soit le plutonium-239. Pour la pile autorégénératrice à combustible dilué, le tableau 1 donne les proportions en volume de ces matières et les proportions d'atomes correspondantes.

Tableau 1

Composition de la pile autorégénératrice à neutrons rapides à combustible dilué

Matière fissile primaire	^{239}Pu
Pourcentage en volume de l'alliage combustible	32
Rapport du nombre d'atomes de ^{239}Pu au nombre d'atomes de ^{238}U dans l'alliage combustible	0,1
Pourcentage en volume de l'acier inoxydable dans le cœur	0,14
Rapport du nombre d'atomes de ^{239}Pu au nombre d'atomes d'acier inoxydable dans le cœur	0,118
Pourcentage en volume du sodium dans le cœur	54
Rapport du nombre d'atomes de ^{239}Pu au nombre d'atomes de Na dans le cœur	0,108
Pourcentage en volume de l'acier inoxydable dans la couche de récupération	10
Pourcentage en volume du sodium dans la couche de récupération	20
Nombre de captures dans l'acier inoxydable du cœur pour chaque fission d'atomes de Pu	0,091
Nombre de captures dans le sodium du cœur pour chaque fission d'atomes de Pu.	0,005
On suppose que le nombre des captures de neutrons dans le sodium et dans l'acier inoxydable de la couche de récupération représente 25 pour cent du nombre des captures correspondantes dans le cœur, soit	0,024

On suppose que la dilution de la matière fissile primaire est due à l'uranium-238 et que la dilution due à l'acier inoxydable et au sodium est limitée à la quantité requise par la construction et par un refroidissement convenable. Ceci amène au dispositif connu sous le nom de « pile à régénération interne » et implique qu'une partie du plutonium est produite dans le cœur et le reste dans la couche de récupération en uranium-238 qui l'entoure. On conçoit que la matière de dilution dans le cœur aurait très bien pu être une substance inerte, et que toute la matière fissile produite aurait pu l'être dans la couche de récupération.

Le choix des valeurs que l'on substituera dans la formule du taux de régénération est fondé sur une estimation admise pour le spectre des neutrons auquel on doit s'attendre dans une pile à dilution. On suit l'exemple de Okrent, Avery et Hummel [4]. En l'absence de résultats expérimentaux appropriés et particuliers à ce cas, on admet pour le nombre de neutrons par fission, la valeur obtenue dans le cas d'une pile à neutrons thermiques.

L'estimation la plus importante porte sur la valeur de α. Le spectre calculé pour la pile à dilution se rapproche du spectre de la pile autorégénératrice expérimentale EBR (Experimental Breeder Reactor) pris dans la partie la plus extérieure de la couche de récupération, refroidie à l'alliage sodium-potassium. En cet endroit, la valeur mesurée de α (^{239}Pu) est égale à 0,19.

Les valeurs des sections efficaces de capture des matériaux de construction de la pile sont des données de la plus haute importance. On a utilisé deux méthodes différentes pour évaluer ces sections efficaces. Différents isotopes ont été activés par des neutrons rapides et on a déterminé les sections efficaces d'activation. Cependant, on risque d'obtenir, par ce moyen, une valeur trop faible, puisque la section efficace d'activation peut n'être qu'une section efficace partielle de l'élément. Dans le second type d'expérience, on a déterminé l'effet, sur la réactivité d'une pile ou d'un montage critique, d'un élément absorbant placé au centre. Ces expériences sont délicates lorsqu'elles sont effectuées sur des montages à neutrons rapides, car la diffusion, et surtout la diffusion inélastique, affectent la réactivité en même temps que le ralentissement. La figure 1 indique les sections efficaces de capture, déterminées par ces différentes méthodes, pour les matières qui peuvent présenter un intérêt éventuel dans la construction du cœur. On a constaté un étalement très important des valeurs pour chaque élément. Dans la présente analyse, on admet

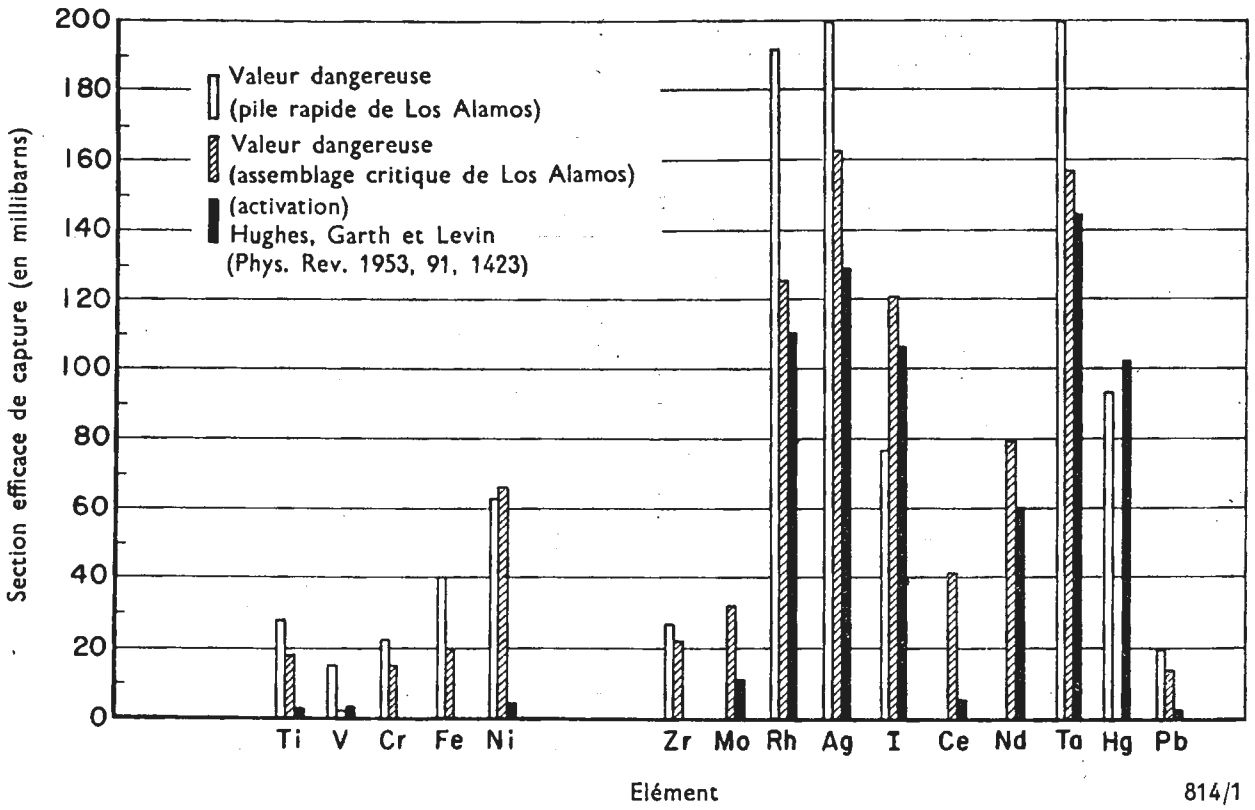


Figure 1. — Sections efficaces de capture pour les neutrons rapides pour une série choisie d'éléments.

qu'une valeur de 20 millibarns représente une section efficace de capture raisonnable pour les composants de l'acier inoxydable.

Dans le cas du sodium, la section efficace de capture pour les neutrons rapides est très faible. Toutes les mesures s'accordent sur ce point, mais il serait très intéressant d'arriver à une valeur bien établie. Quant on évalue la perte de neutrons vers le sodium de la pile à dilution, on admet la valeur de 1 millibarn.

Si l'on veut obtenir un taux de régénération satisfaisant, il faut s'efforcer de réduire au minimum les fuites de neutrons hors du réacteur. Il semble qu'une couche de récupération suffisamment épaisse réduirait cette perte à une quantité négligeable. Malheureusement, la nécessité de prévoir des conduits pour l'amenée et le départ du sodium de refroidissement introduit des possibilités de fuite de neutrons. Le fait que le sodium a une densité faible et une section efficace de diffusion réduite complique les mesures à prendre pour empêcher les neutrons de s'échapper par les conduits de refroidissement. On admet ici que 3 pour cent de tous les neutrons produits s'échappent de la pile.

La fission par neutrons rapides de l'uranium-238 contribue à augmenter considérablement le nombre de neutrons produits dans la pile du type rapide. Cette contribution dépend de la composante d'énergie élevée du spectre de la pile, et aussi de la quantité d'uranium-238 qui se trouve dans le cœur, où la composante rapide prédomine. On a trouvé que le nombre de fissions d'uranium-238 par atome d'uranium-235 ayant subi la fission dans le cœur, était égal à 0,174 dans la pile autorégénératrice expérimentale. Cette pile expérimentale a évidemment très peu d'uranium-238 là où la composante rapide prédomine. Dans la pile à dilution que nous étudions, la contribution due à la fission par neutrons rapides sera plus grande, étant donné la grande quantité d'uranium-238 qui se trouve dans le cœur. Le facteur F de la formule du taux de régénération a été évalué à 0,3.

On ne connaît pas de mesures spécifiques ayant porté sur le nombre de neutrons émis pour une fission d'uranium-238, lorsque le neutron incident est rapide. On suppose arbitrairement que la valeur est la même que celle de la fission thermique du plutonium-239. Le tableau 2 résume les facteurs énumérés ci-dessus, à la fois pour une pile autorégénératrice à dilution et pour une pile convertisseuse. Les principales différences sont qu'il faut adopter une valeur de ν plus petite et qu'une valeur de α plus grande est presque certainement nécessaire lorsque c'est l'uranium-235 qui sert de combustible. On suppose que l'absorption parasite et les fuites n'ont pas changé. La contribution due à la fission rapide est plus petite parce qu'il y aura moins d'uranium-238 dans le milieu actif. Les taux de régénération que l'on a trouvés sont suffisamment au-dessus de l'unité, si bien qu'il y a peu de doute que la pile autorégénératrice et la pile convertisseuse puissent toutes deux fonctionner en donnant un gain appréciable de matière fissile.

Tableau 2

Valeurs des facteurs déterminant le taux de régénération

	Combustible	
	^{239}Pu	^{233}U
ν	2,88	2,46
α	0,19	0,23
A	0,12	0,12
L	0,086	0,074
F	0,3	0,24
ν'	2,88	2,88
B.R. . . .	1,7	1,2

Le fonctionnement qui se traduit par un gain appréciable de combustible fissile, ne fait état ni des pertes dues à l'absorption par les produits de fission, ni des pertes dans le dispositif de commande, ni des pertes de combustible fissile qui surviennent lors du traitement chimique et de la fabrication des cartouches. La fréquence de ces opérations devient donc une question de première importance.

DÉGATS DUS AU RAYONNEMENT

Il est probable que ce sont les dégâts dus au rayonnement qui limiteront la durée d'irradiation des cartouches. La corrosion par le sodium des métaux entrant dans la construction est si réduite qu'on n'aura sans doute aucune difficulté à maintenir les cartouches actives à la température voulue aussi longtemps qu'il le faudra. Le tableau 3 donne des valeurs types des vitesses de corrosion.

Tableau 3

Valeurs types des vitesses de corrosion pour le sodium

Contenu en oxygène inférieur à 0,01 pour cent en poids
Température : 500 °C

Matières	Variations de poids en mg/cm²/mois
Fer	— 0,2
Acier inoxydable . .	0,01
Nickel	0,01
Zirconium	0,2
Molybdène.	Négligeable; sensible à l'oxygène
Thorium	4,4; sensible à l'oxygène
Uranium	— 0,1; très sensible à l'oxygène

La perte de réactivité peut devenir un problème même dans le cas de la régénération interne, mais l'avantage d'un taux de combustion élevé est si grand dans l'estimation globale du mode d'utilisation qu'il est peu probable que la perte de réactivité puisse écourter la durée d'irradiation des cartouches. On pense qu'il sera possible d'arriver à des dispositions dans la construction qui permettront de faire subir la fission à 2 pour cent de l'alliage combustible, avant que les dégâts produits par les rayonnements n'obligent à défourner le combustible pour le traiter à nouveau.

PUISSANCE SPÉCIFIQUE

Afin d'estimer l'effet du réemploi du combustible, il faut fixer un chiffre à atteindre pour la densité de puissance dans le cœur. On admet qu'il est possible d'atteindre une densité moyenne de puissance de 1 000 kW par litre. Ce chiffre est beaucoup plus élevé que celui des densités de puissance dans les piles thermiques, mais il est nécessaire si l'on veut que la pile à neutrons rapides devienne une source d'approvisionnement en matières fissiles. Les densités de puissance des génératrices nucléaires à neutrons thermiques sont de l'ordre de 20 à 70 kW/l. Une densité de puissance élevée est le trait caractéristique d'une pile à neutrons rapides et exige des caractéristiques de transmission de chaleur que l'on ne rencontre généralement pas dans l'industrie.

Pour l'alliage combustible lui-même, la densité de puissance est en moyenne de 1 000/0,32 = 3 170 kW/l. Cette valeur élevée n'est réalisable que si l'alliage combustible est étalé sur une grande surface. Mais ceci veut dire aussi que l'épaisseur physique des éléments producteurs de chaleur sera faible. Pour la pile alimentée en plutonium, le rapport dans l'alliage entre le nombre d'atomes du plutonium et le nombre d'atomes de l'uranium-238 est de 0,1. La puissance spécifique moyenne est, en conséquence, de 1 670 kW/kg.

PERTES SUPPLÉMENTAIRES ET RENDEMENT DE LA CENTRALE

La fréquence des traitements du combustible est déterminée par le taux de combustion que l'on peut admettre. En considérant que 2 pour cent des atomes de l'alliage combustible peuvent subir la fission avant que les dégâts dus au rayonnement n'obligent à le retirer, on peut évaluer la diminution du taux de régénération due à l'absorption par les produits de fission. Avec un combustible unique, le pourcentage du plutonium ayant subi la fission s'élève à 20 pour cent. Pendant l'emploi, la concentration en produits de fission correspond à la conversion, en produits de fission, de 10 pour cent du plutonium. Pour chaque atome de plutonium subissant la fission, deux atomes de produits de fission sont créés. Ainsi le rapport :

$$\frac{\text{Nombre d'atomes de produits de fission}}{\text{Nombre d'atomes du plutonium}} = 0{,}2$$

Si l'on examine la figure 1, on observe qu'une section efficace d'absorption pour les produits de fission de 0,2 barns paraît raisonnable et que la baisse du taux de régénération due à l'absorption par les produits de fission est de 0,018.

La diminution du taux de régénération due au dispositif de pilotage ne peut être évaluée si l'on ne connaît pas le projet détaillé. Si le pilotage se fait par déplacement de combustible, ou par déplacement de la couche de récupération en uranium-238, les pertes devraient être négligeables. Si l'on utilise le bore-10 comme matière absorbante dans le dispositif de réglage, son utilisation devra être limitée à l'arrêt de la pile.

En admettant une puissance spécifique de 1 670 kW/kg et 2 pour cent pour le taux de combustion, le temps de séjour du combustible dans la pile sera de 110 jours. En moyenne, le chargement entier du cœur sera donc traité à nouveau après une irradiation de 110 jours. Si l'on suppose que ce traitement et la reprise en fabrication des cartouches actives font perdre, à chaque fois, au total 0,5 pour cent d'alliage combustible, on peut évaluer l'effet sur le taux de régénération. La proportion du plutonium perdu par rapport au plutonium subissant la fission est de 0,025 à chaque emploi. Comme il faut cinq passages pour obtenir la fission de la totalité du plutonium, la quantité relative de plutonium perdu devient égale à 0,125. La diminution du taux de régénération, due à ces pertes, est de 0,105. Le taux de régénération global pour un passage dans la pile et à l'usine de traitement, compte tenu des pertes dans les produits de fission, devient alors égal à 1,58.

La quantité qui représente le mieux les propriétés de régénération d'un type de pile est le « taux d'intérêt ». C'est le surplus de matière produite par unité de matière fissile investie dans la centrale, par unité de temps. Ce taux d'intérêt est donné par le rapport :

$$\frac{\text{Gain par régénération} \times \text{puissance spécifique}}{H \times 10^6} \text{ par jour,}$$

dans lequel H est le rapport entre la quantité de combustible fissile immobilisée dans toute la centrale et la quantité se trouvant dans la pile. Avec un rythme de fonctionnement de 110 jours, il devrait être possible de maintenir H à une valeur inférieure à 2. Le taux d'intérêt pour la pile autorégénératrice à dilution devient alors :

$$\frac{0{,}58 \times 1\,670}{2 \times 10^6} \text{ par jour}$$

ou

$$4{,}84 \times 10^{-4} \text{ par jour.}$$

La matière fissile immobilisée dans la centrale aura doublé en

$$\frac{1}{4{,}84 \times 10^{-4}} \text{ jours, soit 5,6 ans.}$$

TRANSMISSION DE CHALEUR

Des rendements analogues à ceux que nous venons d'indiquer sont, dans une large mesure, fonction de la possibilité de réaliser les taux élevés de transmission de chaleur nécessités par la forte densité de puissance. Pour fixer les idées, on suppose que l'alliage combustible se présente sous forme de fils ou de barreaux de petit diamètre, et que ceux-ci sont étroitement assemblés de façon à donner la proportion en volume citée ci-dessus. Le sodium qui sert de réfrigérant circule sur la surface des barreaux, parallèlement à leur longueur. Les barreaux ont un diamètre de 3,6 mm et sont enrobés dans une gaine d'acier inoxydable de 0,2 mm d'épaisseur. Le canal de refroidissement d'un tel ensemble de barreaux a un diamètre réel de 3,8 mm. Précisons que la forme en barreaux choisie pour les organes actifs n'est pas nécessairement la meilleure. Une pile réelle peut très bien utiliser des plaques minces ou des tubes creux concentriques.

La densité de puissance dans l'alliage combustible est de 3,17 kW/cm³. Le flux moyen de chaleur qui traverse la surface de l'alliage combustible est de 68 cal/cm²/s. La conductibilité calorifique de l'alliage combustible constitue un problème très important. Les propriétés physiques des alliages de plutonium n'ont pas été bien déterminées et, en particulier, la conductibilité calorifique n'est pas connue lorsque le pourcentage de matière remplacée par des produits de fission atteint près de 2 pour cent. On suppose que le coefficient de conductibilité thermique est de 0,06 cal/s/cm/°C. La différence de température entre le centre du barreau actif et sa surface est de 100 °C. La chute de température dans la gaine d'acier inoxydable est de 30 °C.

Heureusement, le sodium en lame mince admet des coefficients qui rendent possibles les densités de puissance élevées. La figure 2 donne une comparaison des coefficients de transmission de chaleur, h, pour le sodium et l'eau, dans le cas d'un écoulement à travers un tube qui a un diamètre équivalent

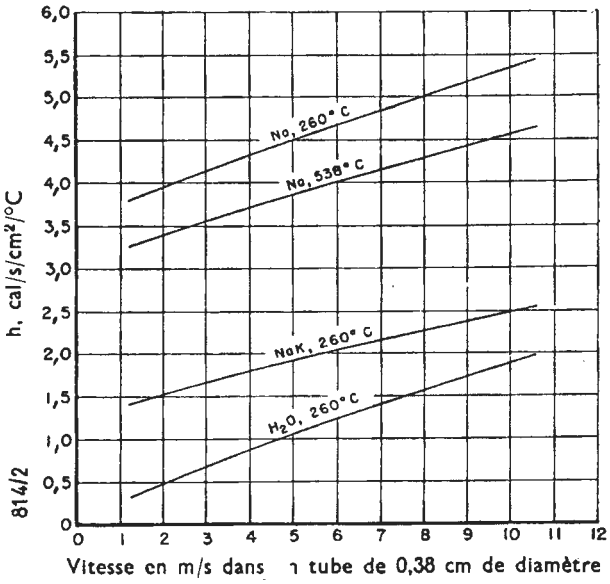


Figure 2. — Comparaison des coefficients de transmission de chaleur pour le sodium et l'eau.

au canal de refroidissement de la pile. C'est à cause de la supériorité présentée par le sodium que ce métal a été choisi, en 1945, pour les études portant sur le refroidissement des piles de puissance spécifique élevée. Les travaux poursuivis depuis lors sur la transmission de la chaleur ont permis de vérifier les excellentes propriétés du sodium sous ce rapport. Pour une vitesse du fluide de 10 m/s, la figure 2 indique pour h la valeur de 5 cal/s/cm²/°C. Par conséquent, la chute de température dans la lame mince est de 13,6 °C. La différence totale de température entre le centre du barreau actif et le réfrigérant est de 143,6 °C, d'après la densité d'énergie moyenne dans la pile. En fait, le flux de neutrons augmente sensiblement au centre de la pile si l'on ne s'applique pas, en dressant les plans de la pile, à rendre uniforme la production d'énergie. Il faut aussi tenir compte du fait que, dans un canal de refroidissement donné, les conditions ne sont pas nécessairement celles que l'on s'est fixées, à cause des modifications concernant les dimensions ou les propriétés physiques. Ces facteurs relatifs aux « canaux à haute activité », ainsi que l'impossibilité d'aplatir parfaitement le flux de neutrons, font qu'il est nécessaire de prévoir une différence de température maximum qui dépasse peut-être de 50 pour cent celle qu'on avait calculée. La limite que l'on devra s'imposer pour la température dans le barreau actif dépendra des propriétés de la matière qui constitue ce barreau. Lorsqu'on utilise un corps métallique, et dans le cas d'un taux de combustion élevé, il semble peu raisonnable de compter sur une température centrale pour le combustible qui dépasserait la température de passage de phase alpha en phase bêta pour l'uranium. Ces considérations conduisent à une température maximum de 415 °C environ pour le sodium qui quitte la pile, température pour laquelle la corrosion de l'acier inoxydable est négligeable et qui rend cependant possible la production de vapeur à haute pression.

Alors que l'analyse ci-dessus montre qu'en répartissant l'alliage combustible suivant le mode indiqué et en prenant le sodium comme réfrigérant, la densité de puissance postulée est réalisable, il faut admettre néanmoins que l'utilité pratique de densités de puissance de cet ordre sera déterminée par la possibilité pratique d'aplatir le flux des neutrons. On a étudié différents moyens d'atteindre ce but : on a essayé, par exemple, d'introduire une couche de récupération dans le centre de la pile, ou de faire varier la concentration de la matière fissile. Si l'aplatissement du flux se révèle impossible, la densité de puissance devra être divisée par un facteur pouvant peut-être atteindre 2, avec une diminution correspondante du rendement global.

RÉNOVATION DU COMBUSTIBLE

La pile autorégénératrice à neutrons rapides apporte à l'économie basée sur les matières fissiles la plus large contribution possible lorsqu'elle est alimentée en plutonium. Ceci nécessite la mise au point de méthodes pour séparer de l'alliage combustible les produits de fission qui s'accumulent et pour reprendre en fabrication, à partir de cette matière, les cartouches actives.

La décontamination du combustible peut se faire par n'importe lequel des nombreux procédés connus. L'extraction par solvant s'est révélée possible et son coût n'est pas prohibitif. Lorsque l'alliage combustible est destiné à réalimenter une pile, il n'est évidemment pas nécessaire de séparer le plutonium de l'uranium. Le fait que la matière remise en circuit contient du plutonium et possède, par suite, une intense radioactivité alpha rend le problème de la fabrication des cartouches extrêmement difficile à résoudre. Les méthodes de fabrication doivent être des plus simples, afin de pouvoir s'adapter aux mesures de protection indispensables lorsque l'on a affaire au plutonium. Le fait de prendre de telles mesures de protection suggère qu'il peut ne pas être nécessaire de rechercher, dans la décontamination de la matière réemployée, le degré de décontamination très élevé généralement demandé pour les matières entrant dans la pile. Ceci permet d'envisager que, au moins pour certains modes de traitement, la décontamination pourra se faire par d'autres méthodes que celle de la voie chimique aqueuse. En particulier, le traitement pyrochimique, au cours duquel l'alliage combustible est maintenu à l'état de métal, peut permettre de réaliser une grande économie, surtout du fait que le volume de la matière à manipuler est très réduit et que, par conséquent, l'installation à protéger sera également très petite. En tout cas, le problème posé au métallurgiste de l'uranium et à l'ingénieur-mécanicien, consistant à satisfaire à la fois aux conditions de transmission de chaleur d'une pile à neutrons rapides et à celles de la fabrication des cartouches en présence de plutonium, est ardu. Les méthodes que l'on met actuellement au point pour la fabrication des cartouches actives contenant des corps émetteurs de rayonnement α s'appliqueront, naturellement, aux piles thermiques hétérogènes, puisque, pour ces dernières, il sera nécessaire de recourir au réemploi d'un combustible émetteur de rayonnements α. L'un des grands avantages de la pile à neutrons rapides est que, pour la gaine et les autres parties formant les cartouches, on peut utiliser des matériaux ordinaires dont la technique est très au point. Si l'on pense, à la fois, à la possibilité de la réalisation et aux dépenses à prévoir, l'élimination des matériaux spéciaux pour la construction de la pile simplifie considérablement le problème du réemploi du plutonium.

DISPOSITIF DE RÉGLAGE

Dans une pile sans ralentisseur, les neutrons ont une courte durée de vie, de l'ordre de 10^{-7} s. Elle est très inférieure à la durée de vie dans une pile à neutrons thermiques. Cependant, par contraste avec de nombreuses piles à neutrons thermiques, l'excès de réactivité dont une pile à neutrons rapides

doit disposer pour fonctionner, est assez réduite. Le fait que la durée de vie des neutrons est courte n'acquiert d'importance que dans la région où la multiplication des neutrons est rapide. Pour une pile dans laquelle l'excès total de réactivité disponible est faible, on a également une faible probabilité de se trouver accidentellement en face d'une multiplication instantanée. On a calculé qu'une pile autorégénératrice à neutrons rapides pouvait fonctionner avec un excès de réactivité disponible compris entre 1 et 1,5 pour cent. Il faut comparer ces chiffres avec ceux des piles à neutrons thermiques qui utilisent l'eau comme ralentisseurs et qui, pense-t-on, demandent de 9 à 10 pour cent d'excès de réactivité pour pouvoir fonctionner. On n'aura besoin, pour la pile à neutrons rapides, que d'un faible excès de réactivité, parce que, croit-on, l'empoisonnement par le xénon conservera des valeurs indécelables. Les coefficients de température, quoique négatifs, sont faibles, et l'effet de la combustion n'est pas élevé non plus lorsqu'on utilise un dispositif à régénération interne. La pile à neutrons rapides, étant sensible à la dilatation thermique du combustible, présentera une autostabilisation en cas de saute de puissance et, lorsque le milieu actif est dilué par une grande quantité d'uranium-238, elle aura l'avantage d'avoir une proportion plus grande de capture de neutrons sans fission, en vertu de l'effet de Doppler. Ces piles perdent de leur réactivité lorsqu'on diminue la densité du réfrigérant, et par suite, une protection est assurée à un certain degré par l'ébullition du sodium. Naturellement, ceci serait inefficace dans le cas d'une saute brusque de courte période.

COMBINAISON DE PILES A NEUTRONS RAPIDES ET A NEUTRONS THERMIQUES

Le taux de conversion étant probablement inférieur à l'unité, les piles à neutrons thermiques alimentées en uranium naturel ou légèrement enrichi exigent l'addition de combustible fissile. On y arrive, en premier lieu, avec de l'uranium-235 séparé de l'uranium naturel sortant de la mine. Lorsque l'industrie de l'énergie atomique sera plus développée, on aura recours à l'utilisation du plutonium dans les piles. Dans ces conditions, il pourrait paraître préférable de faire fabriquer le chargement en plutonium de la pile à neutrons thermiques par une pile à neutrons rapides ayant une production effective de plutonium, plutôt que de séparer l'uranium-235 de l'uranium naturel sortant de la mine. Les analyses économiques, fondées sur la seule valeur du plutonium en tant que combustible montrent que la vente du plutonium représente un revenu important malgré un taux d'intérêt élevé pour une pile à neutrons rapides. Il semble que ce revenu serait suffisant pour couvrir les dépenses supplémentaires que représente la fabrication de cartouches ayant une surface de refroidissement très étendue. En utilisant de cette manière la pile autorégénératrice à neutrons rapides, les piles à neutrons thermiques et les piles autorégénératrices fonctionnant simultanément pourront consommer une grande partie de l'uranium-238 extrait des mines. Ceci ne pourra se produire, naturellement, que s'il y a équilibre entre la production d'énergie des piles à neutrons rapides et celle des piles à neutrons thermiques. Il semble que les génératrices nucléaires à neutrons thermiques se développent beaucoup plus rapidement que les piles à neutrons rapides, dont la construction est jugée difficile. Il en résulte que, pendant longtemps, l'utilisation de l'uranium-238 sera très réduite. Cependant, les piles à neutrons thermiques, ayant un taux de combustion élevé, constitueront une source de plutonium pour les piles à neutrons rapides. On fait actuellement un certain nombre de projets pour la construction de piles convertisseuses à neutrons thermiques dont les cartouches actives seront fabriquées de façon à éliminer l'emploi de matières émettant un rayonnement alpha. Le plutonium restant dans les cartouches extraites de ces piles, devrait devenir une réserve commode et peu coûteuse de plutonium, et fournir la centaine de kilogrammes qui est nécessaire à une pile rapide.

Nous pensons que la pile étudiée ici ne représente que l'une des nombreuses méthodes qui conduiront à la mise au point rationnelle d'un système présentant un important coefficient d'utilisation. Le type de la pile à neutrons rapides semble présenter une grande économie en neutrons et en matière fissile; en outre, les exigences très sévères relatives à la transmission de chaleur cadrent avec les possibilités offertes par les métaux réfrigérants liquides. Ce type de pile doit encore être mis à l'essai sur une échelle suffisamment grande.

RÉFÉRENCES ET BIBLIOGRAPHIE

1. Par définition :
   ν = Nombre de neutrons émis pour chaque fission;
   α = Rapport entre la section efficace de capture radiative et la section efficace de fission;
   η = Nombre de neutrons émis pour chaque neutron absorbé = $\frac{\nu}{1+\alpha}$.

2. Lichtenberger H. V. et ses collaborateurs, *Observation du fonctionnement d'une pile à neutrons rapides refroidie par l'alliage sodium-potassium, et résultats expérimentaux.* Voir mémoire P/813, Actes de la présente Conférence, vol. III, séance 14 A.

3. Spinrad B. I. et ses collaborateurs, *Changements et périodes de réactivité des éléments combustibles fixes dans les piles à neutrons thermiques.* Voir mémoire P/835, Actes de la présente Conférence, vol. V, séance 20 A.

4. Okrent D., Avery R., et Hummel H. H., *Aspects théoriques et expérimentaux de la physique des piles à neutrons rapides.* Voir mémoire P/609, Actes de la présente Conférence, vol. V, séance 22 A.

Compte rendu de la séance 12 A

Samedi 13 août 1955 (après-midi)

Président : M. D. I. Blokhintsev (U.R.S.S.)
Vice-Président : M. L. de Heem (Belgique)
Secrétaires scientifiques : MM. N. A. Dobrotine et F. de Hoffmann

PROGRAMME

P/495 Les génératrices atomiques à eau lourde, y compris les piles à ébullition . . . . . H. P. Iskenderian *et al.*

P/624 Génératrice nucléaire homogène à ébullition . . . . . A. I. Alikhanov *et al.*

P/496 Piles homogènes à solution aqueuse pour la production d'énergie . . . . . R. B. Briggs et J. A. Swartout

Discussion

P/335 Automatisation complète de la conduite des piles atomiques . . . . . J. Weill

Discussion

P/405 Le projet de pile rapide de Dounreay . . . . . J. W. Kendall et T. M. Fry

P/814 Exposé d'ensemble sur les génératrices nucléaires à neutrons rapides . . . . . W. H. Zinn

Discussion

Le PRÉSIDENT : J'invite M. Zinn à présenter son mémoire sur « Les génératrices atomiques à eau lourde, y compris les piles à ébullition ».

M. ZINN (États-Unis d'Amérique) présente le mémoire P/495.

Le PRÉSIDENT : M. Souvorov présentera le mémoire suivant, intitulé « Génératrice nucléaire homogène à ébullition ».

M. SOUVOROV (U.R.S.S.) présente le mémoire P/624.

Le PRÉSIDENT : Le mémoire suivant sera présenté par M. Swartout.

M. SWARTOUT (États-Unis d'Amérique) présente le mémoire P/496, intitulé « Piles homogènes à solution aqueuse pour la production d'énergie ».

DISCUSSION DES MÉMOIRES P/495, P/624, P/496

M. HAHN (Autriche) : Je voudrais demander à M. Zinn s'il est possible d'arrêter fréquemment la pile pour l'examiner, de la mettre hors service chaque soir et de la remettre en marche le lendemain matin. Si oui, en résulte-t-il des inconvénients ou des difficultés?

M. ZINN (États-Unis d'Amérique) : Naturellement, il est possible de procéder à des arrêts et à des démarrages fréquents de la pile — il ne faut pas longtemps pour mettre une pile en marche, environ une demi-heure — mais cela n'est pas recommandable, surtout si l'arrêt de la pile entraîne une chute de température et de pression; un tel traitement n'est pas indiqué lorsqu'il s'agit d'un appareil de grandes dimensions. Si l'on diminue la puissance

tout en maintenant la température et la pression, le seul inconvénient sera que la baisse de puissance entraînera une certaine diminution de la température des cartouches de combustible. Ainsi qu'on peut le voir d'après certains résultats exposés, cela conduit parfois à des conséquences fâcheuses. Une génératrice nucléaire ne serait pas arrêtée fréquemment.

M. KROUJILINE (U.R.S.S.) : Je voudrais demander à M. Zinn quelques explications au sujet de la construction de bâtiments ou enceintes étanches pour les piles. La plupart des projets de centrales qui nous ont été soumis par les représentants des États-Unis d'Amérique et du Royaume-Uni prévoient un tel aménagement. Permettez-moi de préciser ma question. Le problème primordial et fondamental est celui de la protection contre la radioactivité. Je considère donc comme parfaitement convaincant l'argument qui a été invoqué ici — selon lequel il faut envisager la possibilité de dégâts causés par des tremblements de terre — même s'il est malaisé d'apprécier le poids de cet argument pour les différents pays et régions. Le deuxième argument, qui a trait au danger d'une rupture éventuelle des conduites ou récipients du circuit primaire, paraît moins convaincant étant donné le niveau actuel de la fabrication et du contrôle de telles opérations. Je crois également qu'on ne se heurtera pas à des difficultés insurmontables pour obtenir que le refroidissement ne soit pas sujet à des incidents; on pourrait envisager, par exemple, que les installations de pompage soient actionnées par des sources indépendantes.

M. ZINN (États-Unis d'Amérique) : Je suis d'accord avec le précédent orateur : il est certainement possible de construire un appareillage à rendement très élevé. Toutefois, je le renvoie à une déclaration faite avant-hier par M. McCullough à propos des mesures de sécurité relatives aux piles atomiques, selon laquelle, aux États-Unis tout au moins, on a actuellement tendance à remplacer par une construction étanche, imperméable aux gaz, l'espace d'exclusion qui était précédemment exigé. La question de savoir si une telle construction est ou non indispensable est assez controversée. Aux États-Unis, un assez grand nombre de piles, de puissances très diverses, ont fonctionné pendant de nombreuses années sans qu'aucun incident se soit produit en ce qui concerne la sécurité. On estime toutefois que les dépenses qu'entraîne la construction d'un bâtiment étanche ne sont pas tellement lourdes. Cette mesure de protection supplémentaire n'apparaît nullement déplacée, du moins tant que les piles sont d'un type encore nouveau ou d'une puissance jusqu'ici inusitée.

M. GOODLET (Royaume-Uni) : M. Zinn nous a dit que le flux thermique de travail est d'environ 400 000 Btu par heure et par pied carré (108 kcal/h/cm²). Voudrait-il nous dire à combien est évalué le flux thermique pour une combustion totale?

Ma deuxième question a trait à la méthode utilisée pour séparer la vapeur. Étant donné que la vapeur traverse la surface de l'eau à la vitesse de 3,5 pieds (1 mètre) par seconde, qui est assez élevée par rapport aux valeurs courantes pour les chaudières, M. Zinn voudrait-il donner quelques précisions sur l'humidité du mélange d'eau et de vapeur qui sort de sa pile de 1 000 MW, ainsi que sur les méthodes utilisées pour dessécher ce mélange avant qu'il parvienne à la turbine?

M. ZINN (États-Unis d'Amérique) : En ce qui concerne la première question, le cliché a indiqué — et j'ai vérifié le fait une fois la question posée — un flux thermique maximum de 400 000 Btu par heure et par pied carré (108 kcal/h/cm²). Si mes souvenirs sont exacts, pour 600 livres (272 kg) et des vitesses de l'ordre de celles qui ont été mentionnées, la valeur du flux de combustion totale est d'environ un million de Btu par heure et par pied carré (270 kcal/h/cm²), si bien que le coefficient de sécurité est d'environ deux et demi.

Au sujet de la vapeur, si sa vitesse est augmentée — comme elle l'a été pour cette pile — elle sortira de la cuve en entraînant une plus grande quantité d'eau. Bien entendu, il est prévu de placer des séparateurs de vapeur entre la cuve de la pile et la turbine. Il y aura encore de la vapeur humide dans la turbine, et celle-ci devra être équipée d'anneaux collecteurs — c'est un détail de construction qui m'échappe — grâce auxquels la vapeur pourra passer à travers les divers étages de la turbine. Je crois que ce problème a été étudié par des spécialistes en chaudières et que ceux-ci se sont montrés prêts à accepter cette situation.

Le PRÉSIDENT : J'invite M. Goodlet à poser sa question.

M. GOODLET (Royaume-Uni) : Je voudrais poser à M. Souvorov une question au sujet de l'appareil de décontamination de la vapeur. Il est dit dans le mémoire que le degré d'épuration obtenu avec cet appareil est de 10^{10}, et je serais heureux d'avoir quelques précisions supplémentaires au sujet de la construction de l'appareil.

M. SOUVOROV (U.R.S.S.) : L'appareil d'épuration de la vapeur a été expérimenté en laboratoire. Les essais ont montré qu'une colonne à dix plateaux avec coupelles suffisait pour purifier la vapeur au degré indiqué dans le mémoire.

M. LEWIS (Canada) : Ma question s'adresse à M. Swartout. Je remarque, sur le cliché qui reproduit le tableau 1 du mémoire P/496, que le stock de matières fissiles est évalué à 90 kg. Cette quantité comprend probablement les matières qui se trouvent dans l'installation de traitement. S'il en est ainsi, M. Swartout veut-il confirmer que les 60 grammes qui représentent l'excédent journalier d'uranium-233 constitueront un stock de 90 kg au bout de cinq années environ de fonctionnement, si bien que l'on pourrait augmenter de 20 pour cent par an la puissance des installations construites cinq années plus tôt? Je soulève ce point parce que la durée dont on a parlé hier était quelque peu plus longue.

M. SWARTOUT (États-Unis d'Amérique) : Je confirme votre interprétation.

M. DANCKWERTS (Royaume-Uni) : Je voudrais demander si l'on a déjà pensé à la possibilité d'utiliser la chaleur de recombinaison de l'oxygène et de l'hydrogène pour surchauffer la vapeur provenant de la pile homogène à solution aqueuse.

M. SWARTOUT (États-Unis d'Amérique) : Nous avons étudié cela. Il apparaît que cette chaleur n'est pas tout à fait suffisante et qu'il faudra un peu de surchauffage complémentaire.

M. WEINBERG (États-Unis d'Amérique) : Autant que je puisse les comprendre, les considérations développées dans le mémoire de M. Souvorov au sujet de la stabilité concernent essentiellement la stabilité statique. Dans toute pile de ce type, il semble qu'il faille considérer les aspects dynamiques de la stabilité. Je demande à M. Souvorov s'il a envisagé ou étudié la stabilité dynamique de sa pile.

M. SOUVOROV (U.R.S.S.) : Le régime de transition d'une puissance à une autre a été étudié d'une manière assez détaillée.

Quant au problème de la stabilité dynamique, il est à l'étude; les résultats sont encourageants.

M. WEINBERG (États-Unis d'Amérique) : Je ne vois pas très bien ce que l'on entend par régime de transition. Je veux dire que, bien entendu, les effets de l'introduction d'énergie dans le système peuvent se manifester avec un certain retard. J'aimerais savoir si ces questions ont été étudiées.

M. WELTON (États-Unis d'Amérique) : La première question que je désirais poser est essentiellement la même que celle de M. Weinberg. La seconde concerne la façon dont vous avez évalué les temps d'échappement des bulles qu'il vous serait nécessaire de connaître pour déterminer la densité du liquide en fonction du niveau d'énergie et de la pression.

M. SOUVOROV (U.R.S.S.) : Cela a été fait au cours d'expériences de laboratoire qui ont permis de déterminer la relation entre la densité d'une part, et la pression, la quantité de vapeur dans la pile et le régime de circulation, d'autre part.

Le PRÉSIDENT : M. Lane désire prendre la parole au sujet de ce même mémoire.

M. LANE (États-Unis d'Amérique) : Il a déjà été répondu à ma question. Cependant je désire en poser une autre qui concerne la quantité de matières fissiles indiquée dans le mémoire de M. Souvorov. J'aimerais savoir si cette quantité comprend l'uranium-233 qui se trouve dans la couche de récupération de la pile autorégénératrice dont il a parlé; si tel est le cas, quelle est la concentration de l'uranium-233 dans ladite couche de récupération?

M. SOUVOROV (U.R.S.S.) : Je n'ai pas bien compris votre question. Auriez-vous l'obligeance de la répéter?

M. LANE (États-Unis d'Amérique) : A la dernière page de votre mémoire, vous citez, pour la quantité de matières fissiles nécessaire en vue de produire un mégawatt d'électricité, les chiffres de 0,3 à 0,7 kg. Ce montant semble assez bas, et je me demande s'il comprend les matières fissiles qui se forment dans la couche de récupération ou seulement celles qui sont dans la solution de combustible.

M. SOUVOROV (U.R.S.S.) : Oui, le chiffre comprend toutes les matières fissiles contenues dans le système, mais je ne puis donner de mémoire les chiffres exacts.

Le PRÉSIDENT : M. Souvorov pourra peut-être nous donner ces chiffres plus tard. J'invite M. McCullough à prendre la parole au sujet du premier mémoire.

M. MCCULLOUGH (États-Unis d'Amérique) : Je voudrais profiter de cette occasion pour développer l'opinion émise par M. Zinn quant à la nécessité de placer les piles dans des enceintes résistantes à la pression. J'ai essayé l'autre jour de montrer que nous estimons avoir pris toutes les précautions raisonnables en ce qui concerne l'appareillage de contrôle, la stabilité intrinsèque de nos piles ainsi que le refroidissement de secours qui fonctionnerait si l'appareillage normal de refroidissement tombait en panne. Toutefois, après avoir analysé tous ces facteurs, nous estimons qu'il subsiste une possibilité, très limitée sans doute — c'est-à-dire une probabilité extrêmement faible — d'une fuite des produits de fission hors de la pile. Comme l'a déclaré M. Zinn, le coût d'une enceinte résistante à la pression est assez faible pour qu'il vaille la peine de l'envisager. Nous sommes très désireux d'arriver à réaliser des piles qui présentent une stabilité propre suffisante et ne risquent donc pas de s'emballer. De plus, nous voulons disposer de systèmes de refroidissement possédant un automatisme tel qu'il élimine le danger d'une fusion due à une chaleur résiduelle. Si nos collègues soviétiques estiment avoir mis au point de tels types de pile, nous serions extrêmement heureux de savoir pourquoi ils considèrent qu'une enceinte résistante à la pression est superflue.

M. KAY (Royaume-Uni) : Je désire poser deux questions à M. Zinn. Voudrait-il nous dire à quelle méthode de préparation de l'eau lourde il a pensé lorsqu'il a cité le chiffre de 28 dollars par livre (0,45 kg)? M. Zinn voudrait-il aussi dire quelques mots au sujet du problème de la distorsion thermique des cartouches de combustible dans la pile de 1 000 MW qu'il envisage?

M. ZINN (États-Unis d'Amérique) : Le chiffre de 28 dollars par livre que j'ai cité est le prix qui a été annoncé officiellement pour l'eau lourde produite aux États-Unis. Je ne suis pas très au courant

de la production de l'eau lourde dans notre pays et je ne puis m'étendre sur ce sujet.

En ce qui concerne la distorsion thermique, je suppose que la question posée a trait aux oscillations thermiques. Sur ce point, il existe des alliages d'uranium qui, de toute évidence, empêchent dans une large mesure ces oscillations, et nous envisageons d'utiliser certains de ces alliages.

M. ERIKSEN (Norvège) : J'aimerais demander à M. Zinn si les calculs qu'il a présentés dans son mémoire ont été vérifiés par des expériences exponentielles et, dans l'affirmative, si les résultats obtenus seront publiés.

M. ZINN (États-Unis d'Amérique) : Des expériences exponentielles et critiques ont été faites sur des réseaux à eau lourde et uranium naturel et pour des concentrations très diverses, etc. Je crois que certaines d'entre elles doivent être communiquées à la Conférence dans un mémoire qui sera présenté par quelqu'un de la North American Company et fera état de travaux effectués à l'Argonne Laboratory.

Quant à savoir si ces renseignements seront publiés, la réponse à cette question est donnée par le fait que certains d'entre eux figurent au programme de la Conférence. S'il n'en est pas ainsi pour tous, j'espère que les autres seront publiés en temps utile.

M. VENDRYES (France) : Je voudrais poser une question à M. Zinn au sujet de la pile à uranium naturel et eau lourde bouillante de 1 000 MW. Je voudrais savoir : 1) quel procédé il envisage pour détecter les ruptures de gaines; 2) de combien de temps il estime qu'on peut disposer pour détecter la rupture avant que ses effets ne soient néfastes; 3) si l'activité normale de l'eau lourde ne constitue pas une gêne pour mesurer l'activité des produits de fission.

M. ZINN (États-Unis d'Amérique) : On m'a demandé de répondre brièvement. Lorsque toutes les cartouches de combustible se trouvent dans une seule cuve, il est évidemment assez difficile de déceler les cartouches rompues. Bien entendu, on recherche la radioactivité dans la vapeur; on n'en trouvera que très rarement étant donné les épreuves très sévères auxquelles les cartouches de combustible doivent être soumises avant d'être introduites dans la pile. L'activité de la vapeur n'est pas très gênante si l'on utilise des détecteurs sensibles à certaines énergies et réglés de façon à déceler une série de raies caractéristiques des produits de fission ou des matières qui peuvent s'échapper de la cartouche de combustible.

M. WEILL (France) présente le mémoire P/335.

DISCUSSION DU MÉMOIRE P/335

Le PRÉSIDENT : Nous passons à la discussion du mémoire qui vient d'être présenté; la parole est à M. Harrer.

M. HARRER (États-Unis d'Amérique) : Dans les travaux que nous effectuons aux États-Unis au sujet de la conduite d'une pile, nous nous contentons en général de commander la gamme de puissance. Pour définir cette gamme, je dirai qu'elle part du point où le combustible commence à chauffer le ralentisseur. L'étendue de la gamme est de 100 environ, c'est-à-dire d'environ 1 pour cent à 100 pour cent. Il s'agit donc d'une gamme plus étendue que celle que M. Weill nous a montrée sur ses clichés. En même temps, M. Weill a indiqué qu'une gamme très large pourrait être couverte. Ma question est la suivante : étant donné le faible signal qui sera émis par les chambres aux faibles niveaux et peut-être à certains niveaux intermédiaires, quelle serait exactement la gamme qu'il estime possible et utile de couvrir?

M. WEILL (France) : Nous pensons qu'avec un tel dispositif on peut couvrir une gamme de quatre décades sans commutation de la chambre d'ionisation ou de la sensibilité de la chambre d'ionisation. Cependant, à la pile de Saclay, nous n'avons pas jugé utile de procéder ainsi. Il s'agit d'une pile à eau lourde et le nombre de décades couvertes par cette pile est relativement faible, étant donné sa grande puissance résiduelle due à l'effet des photoneutrons.

M. HARRER (États-Unis d'Amérique) : M. Weill a décrit un dispositif de pilotage par lequel l'énergie neutronique est réglée en permanence par la barre. Dans nos travaux, nous nous sommes plutôt attachés à maintenir la puissance de la pile dans des limites acceptables pour une génératrice nucléaire, c'est-à-dire une pile appelée à fournir de l'énergie électrique à un réseau. Ainsi, nous considérons qu'une variation de 5 pour cent en plus ou en moins est acceptable. Dans ces limites, nous prenons avantage de tout effet négatif de la température sur la réactivité pour obtenir une meilleure régulation; nous n'utilisons les barres de réglage que lorsque la puissance sort des limites précitées. L'auteur a-t-il des remarques à formuler au sujet de cette utilisation de la température pour la conduite de la pile?

M. WEILL (France) : Ici, dans le cas du travail étudié, il ne s'agissait pas de l'effet de température. J'ai mentionné simplement à la fin que cet effet de température avait fait l'objet, et était actuellement l'objet, de certains travaux qui permettent de dire que le pilotage par l'effet de température est possible, mais il s'agit d'un pilotage réservé aux piles génératrices d'énergie.

Dans le cas de la pile de Saclay, il s'agissait d'une pile expérimentale.

Je ne sais pas si je réponds exactement à la question.

M. FRY (Royaume-Uni) présente le mémoire P/405.

Le PRÉSIDENT : Nous passons au mémoire suivant. La parole est à M. Zinn.

M. ZINN (États-Unis d'Amérique) présente le mémoire P/814.

DISCUSSION DES MÉMOIRES P/405 et P/814

Le PRÉSIDENT : La parole est à M. Kazatchkovsky, qui voudrait poser une question au sujet du mémoire présenté par M. Zinn.

M. KAZATCHKOVSKY (U.R.S.S.) : Il s'agit peut-être d'une interprétation erronée, mais je n'ai pas bien compris si les conclusions indiquées dans le mémoire sont fondées sur des expériences. M. Zinn ne croit-il pas qu'il serait possible, dans la pratique, d'obtenir un taux de combustion supérieur à 2 pour cent — par exemple 5 pour cent, ou peut-être même 10 pour cent?

M. ZINN (États-Unis d'Amérique) : J'ai dit 2 pour cent; c'est-à-dire 2 pour cent de tous les atomes de l'alliage combustible. Cela représente 20 pour cent de la matière fissile. Nous nous rendons compte, bien entendu, du grand avantage qu'il y aurait à augmenter cette proportion. J'ai formulé toutefois l'espoir que mes évaluations se révéleraient trop prudentes; au fur et à mesure que des améliorations seront apportées aux cartouches de combustible utilisées dans ce type de pile, la proportion en question pourra, je l'espère, augmenter jusqu'à atteindre les valeurs plus optimistes que vient de citer le précédent orateur.

M. SHEPHERD (Royaume-Uni) : J'aimerais demander à M. Zinn si la valeur de ν pour l'uranium-238 a été obtenue par l'expérience et, d'autre part, s'il considère juste d'utiliser $1 + \alpha$ au dénominateur de son équation, étant donné que le plutonium-240 présentera, dans une pile à flux rapide, des propriétés de fission assez favorables. Enfin, je pense que la valeur admise pour F est plutôt faible. Les expériences faites sur Zephyr nous ont donné une valeur de 0,4.

M. ZINN (États-Unis d'Amérique) : Cette valeur de 0,4 obtenue pour F avec Zephyr est compréhensible puisqu'il s'agit, d'après ce que je sais, d'un milieu actif qui n'est pas, ou guère, dilué, et il y aurait une proportion plus forte de neutrons rapides. Bien entendu, je suis prêt à accepter que le chiffre auquel nous sommes arrivés soit trop prudent. Quant à la valeur de ν pour l'uranium-238, je me suis servi dans ce cas de la même valeur que celle qui s'applique aux neutrons thermiques pour les autres isotopes fissiles; en effet, je ne dispose pas de mesure de ce nombre pour les neutrons rapides.

Séance 13 A

PROTOTYPES DE GÉNÉRATRICES NUCLÉAIRES

LISTE DES MÉMOIRES

			Pages
P/815	Description de la centrale nucléaire de Shippingport, équipée de la pile à eau sous pression (PWR)	J. W. Simpson *et al.* . . .	247
P/879	Étude préliminaire d'une pile expérimentale à eau lourde sous pression	O. Dahl.	284
P/497	Projet de prototype d'une centrale équipée d'une génératrice nucléaire à eau bouillante	J. M. Harrer *et al.*	293
P/498	La pile homogène expérimentale HRT	S. E. Beall et J. A. Swartout. . . .	309
P/500	Les expériences de Los Alamos sur les génératrices nucléaires	D. Froman *et al.*	330

Description de la centrale nucléaire de Shippingport, équipée de la pile à eau sous pression (PWR)

par J. W. Simpson * et M. Shaw ** (Partie A : Production d'énergie nucléaire)
R. B. Donworth *** et W. J. Lymann *** (Partie B : Groupe turbo-alternateur)
I. H. Mandil ** et N. J. Palladino * (Partie C : Plan du cœur de la pile)

La centrale de Shippingport (Pennsylvanie) a été créée à la demande de la Commission de l'énergie atomique des États-Unis, pour faciliter, en temps de paix, l'utilisation de l'énergie atomique pour la production d'énergie électrique. Qu'une centrale produisant de l'énergie électrique à partir d'un combustible nucléaire soit techniquement réalisable, est naturellement un fait bien établi. Cependant, on doit encore faire de grands progrès avant de pouvoir évaluer correctement tous les aspects économiques, pratiques et techniques d'une telle entreprise. Les études, construction, fonctionnement d'une centrale nucléaire en vraie grandeur nous fourniront une connaissance approfondie de la physique des piles, de la technologie du cœur et des cartouches de combustible, et une façon de concevoir organes constitutifs et circuits divers. En étudiant, construisant, faisant fonctionner et entretenant les organes en vraie grandeur nécessaires à une telle installation, on pourra mettre au point et prévoir avec une grande précision des installations futures du même type. L'organisation de notre installation servira de modèle aux centrales nucléaires et permettra de former le personnel destiné à travailler dans les installations futures.

La figure 1 montre une vue générale de l'installation qui sera construite sur un terrain de 400 acres (160 ha environ), près de la rivière Ohio, dans l'ouest de la Pennsylvanie (États-Unis d'Amérique), environ 40 km à vol d'oiseau à l'ouest de Pittsburg. Pittsburg est située dans une zone urbaine très peuplée, où l'industrie lourde est importante. La zone entourant immédiatement l'installation nucléaire est cependant très peu peuplée et il ne s'y trouve qu'un seul gros établissement industriel. Une compagnie de distribution d'électricité participe avec le Gouvernement des États-Unis d'Amérique et le principal sous-traitant à la mise au point et à la construction de la centrale nucléaire. Quand tout sera terminé, cette compagnie assurera le fonctionnement et l'entretien de l'installation entière qui alimentera le réseau de distribution qu'elle exploite déjà.

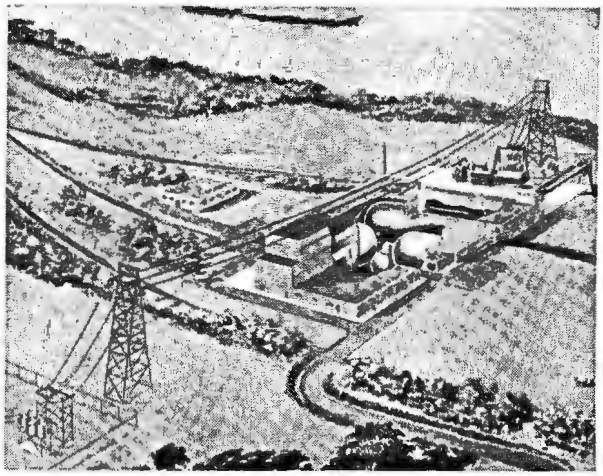


Figure 1. — Esquisse perspective de la centrale atomique de Shippingport (PWR).

L'installation nucléaire, dite PWR, utilise une pile hétérogène à neutrons thermiques, où l'eau ordinaire sous pression joue le rôle de ralentisseur et de réfrigérant; elle emploie des cartouches de combustible faites d'uranium naturel et d'uranium à haut degré d'enrichissement. Elle produit assez de chaleur pour alimenter une installation dont la puissance aux bornes serait d'au moins 60 000 kilowatts.

PARTIE A. — PRODUCTION D'ÉNERGIE NUCLÉAIRE

I. Description générale

Principes de base de la centrale

La figure 2 représente le schéma de l'installation nucléaire et de l'installation de production de vapeur. La pile est la source de chaleur et produit un minimum de puissance de 790×10^6 Btu/h (200×10^6 kcal/h) = 230 MW. Cette chaleur est produite dans un cœur actif, ayant la forme d'un

Original : anglais.

* Westinghouse Electric Corporation Atomic Power Division.

** Reactor Development Division, Commission de l'énergie atomique des États-Unis d'Amérique.

*** Duquesne Light Company.

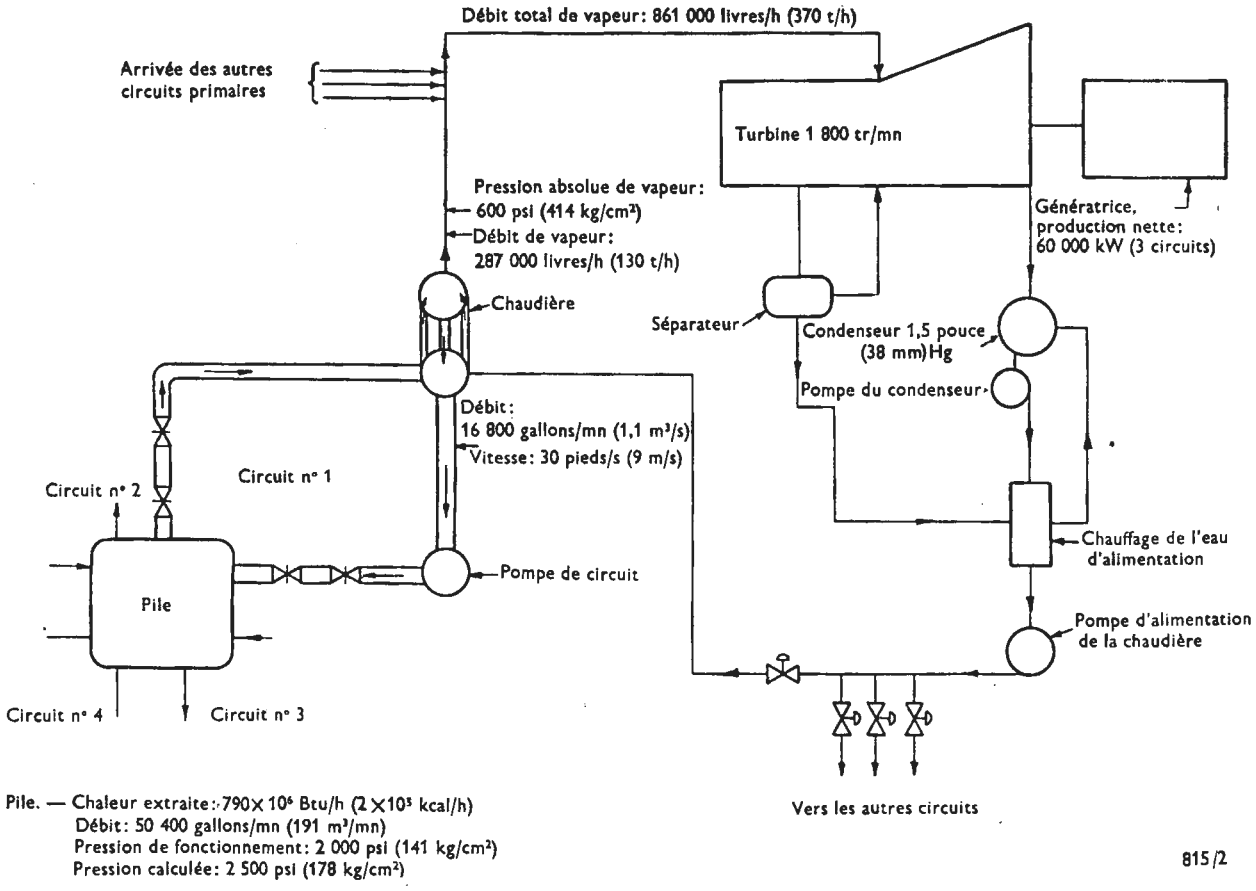


Figure 2. — Schéma de principe de la centrale.

cylindre droit à base circulaire et composé de cartouches formées de plaques d'uranium enrichi sous gaine et de tubes contenant de l'uranium naturel. Ces cartouches sont soutenues par une plaque inférieure et une grille supérieure, qui sont elles-mêmes supportées par un bossage de la cuve étanche de la pile. Cette cuve est un cylindre pourvu d'un fond hémisphérique et d'un couvercle supérieur hémisphérique amovible. Le réfrigérant entre à la base de la cuve par quatre ajutages, et en ressort, au sommet, par quatre autres.

L'installation nucléaire comporte une seule pile, source de chaleur, et quatre circuits principaux de refroidissement. Trois de ces circuits sont nécessaires pour assurer la production minimum de 60 000 kW prévue au projet. Chaque circuit se compose d'une pompe électrique centrifuge à simple étage, à moteur blindé, d'un échangeur thermique faisant partie du générateur de vapeur, de vannes d'arrêt de 16 pouces (40 cm), du type robinet, et de la tuyauterie de raccordement, de 18 pouces (46 cm) de diamètre extérieur.

Cette installation utilise de l'eau naturelle extrêmement pure à la fois comme réfrigérant et comme ralentisseur. Cette eau est maintenue sous une pression de 2 000 livres par pouce carré (141 kg/cm²). L'eau traverse le cœur à raison de 45 000 gallons par minute (170 m³/mn) pour trois des circuits. A pleine puissance, la température de l'eau est de 508 °F (265 °C) à l'admission dans la pile et de 542 °F (283 °C) à la sortie. La vitesse de l'eau dans les tuyaux de 18 pouces (46 cm) est d'environ 30 pieds par seconde (9 m/s); elle varie entre 10 et 20 pieds par seconde (3 à 6 m/s) suivant les points du cœur. La chute totale de pression dans le circuit principal de refroidissement est de 105 livres par pouce carré (7,4 kg/cm²) et se répartit de façon à peu près égale entre le cœur, le générateur de vapeur et la tuyauterie.

Le réfrigérant entre à la partie inférieure de la cuve d'où 90 pour cent de l'eau monte, circulant entre les barreaux et les plaques actives. Le reste passe en dehors du cœur pour refroidir suffisamment les parois de la cuve et l'écran thermique. Après avoir absorbé la chaleur en passant dans le cœur, l'eau quitte la cuve à son sommet, par les ajutages de sortie, traverse ensuite deux vannes d'arrêt de 16 pouces (40 cm) placées en série et l'échangeur de chaleur, et passe enfin par la pompe à moteur blindé pour retourner par les vannes d'admission à la partie inférieure de la cuve, bouclant ainsi le circuit.

Les vannes d'arrêt sont placées au voisinage immédiat des ajutages d'entrée et de sortie de chacun des quatre circuits. Ces vannes permettent

d'isoler chacun des circuits de l'installation et d'assurer la protection maximum de la pile, de façon à en assurer l'entretien, les autres circuits restant en fonctionnement. On a prévu une protection suffisante contre les rayonnements pour cette opération.

Dans l'échangeur de chaleur le réfrigérant principal circule à l'intérieur de plusieurs centaines de petits tubes d'acier inoxydable. L'eau du circuit secondaire qui entoure les tubes de l'échangeur est ainsi chauffée par le réfrigérant primaire qui les parcourt. Il se forme de la vapeur humide qui passe dans des colonnes montantes et entre dans le séparateur de vapeur où l'humidité est éliminée et ramenée à l'échangeur par des conduits de descente. La vapeur sèche et saturée, à 600 livres par pouce carré (42 kg/cm²) à pleine puissance, quitte le séparateur de vapeur par sa partie supérieure et est alors dirigée sur la turbine.

Considérations sur le choix des principaux paramètres de l'installation

Le choix des températures et des pressions des circuits primaire et secondaire résulte d'un compromis entre plusieurs facteurs antagonistes. Pour obtenir le meilleur rendement thermique, la pression et la température du circuit de vapeur devraient être aussi élevées que possible. Ceci permettrait l'utilisation la plus rentable du combustible nucléaire et aussi, dans le domaine de pressions en question, le prix le plus bas au kilowatt pour l'installation thermique proprement dite. En règle générale, le coût des éléments du système primaire s'élève avec la pression, et 2 500 livres par pouce carré (176 kg/cm²) est la pression la plus élevée que permet la technique actuelle. Au-dessus de ce niveau, le prix des organes monte très rapidement. La pression de fonctionnement nominale compatible avec la pression calculée de 2 500 livres par pouce carré (176 kg/cm²) est 2 000 livres par pouce carré (141 kg/cm²), pression pour laquelle la température de saturation est 636 °F (335 °C). C'est pourquoi la température maximum de la surface du métal est, pour le combustible choisi, de quelques degrés inférieure à cette valeur. Le prix du cœur croît normalement avec la température de la surface du métal.

La température et le débit du réfrigérant primaire sont déterminés par un bilan convenable entre des facteurs tels que le prix du cœur, dans la mesure où ce prix dépend de la surface, le prix de la puissance consommée par le pompage et le prix du générateur de vapeur. Augmenter le débit du réfrigérant pour une température d'entrée donnée revient à diminuer le prix du cœur. Mais le prix du cœur est d'autant plus élevé que la température d'entrée est plus haute. D'autre part, augmenter le débit c'est augmenter les dépenses de pompage et de production de vapeur. Augmenter la température d'entrée permet de diminuer le prix du générateur de vapeur. Une suite d'approximations a permis d'obtenir les paramètres globaux les plus économiques.

En général, on peut diminuer le prix de l'appareillage en utilisant des appareils plus grands, ce qui en réduit le nombre. Il faut cependant tenir compte de l'augmentation de la complexité mécanique et des difficultés de fabrication liées à l'augmentation de la taille des éléments. Les quatre circuits choisis se composent d'éléments tels que pompes pour le refroidissement primaire, vannes, tuyauteries, aussi grands que le permet l'état actuel de la technique.

L'utilisation des quatre circuits donne à l'installation une souplesse de fonctionnement considérable car l'un quelconque ou même deux des circuits peuvent être arrêtés ou faire l'objet de réparations sans arrêt des autres circuits. La protection placée entre les circuits dans l'enceinte de l'installation en rend l'entretien possible au point de vue des rayonnements.

Un avantage du projet choisi est sa souplesse. A chaque instant, même après la mise en marche, la géométrie du cœur peut être modifiée et le nombre des barres de contrôle changé, pour tenir compte des connaissances acquises au cours des essais de montée à l'état critique. On peut aussi vouloir modifier les cartouches de combustible à différentes époques de la vie de la pile pour compenser les variations de réactivité ou uniformiser la consommation du combustible.

Cette installation permettra probablement de réaliser de grands progrès dans la connaissance des piles. La cuve de la pile et le système de refroidissement primaire ont été conçus pour pouvoir utiliser des cœurs beaucoup plus grands que le premier, et supporter des débits et des chutes de pression variables. On s'attend à ce que le premier cœur produise une puissance nettement supérieure aux 60 000 kW prévus. On espère aussi que le fonctionnement et l'essai de ce premier cœur fourniront suffisamment de données pour permettre la construction ultérieure de cœurs produisant une énergie calorifique suffisante pour alimenter le groupe turbo-alternateur de 100 000 kW.

En raison du manque de connaissances élémentaires sur les centrales utilisant une pile à eau sous pression, on a été amené à la pourvoir d'un nombre considérable de dispositifs de sécurité assez onéreux, tels que l'enceinte générale. Son exploitation permettra d'en évaluer la nécessité et décidera de leur élimination éventuelle dans les installations futures.

II. Organes principaux

Disposition matérielle des éléments de l'installation

Pour réduire la propagation de la radioactivité dans le cas d'un double accident (par exemple, rupture du circuit de refroidissement primaire et fusion consécutive du cœur de la pile avec libération des produits de fission), la partie nucléaire de l'installation est entièrement située à l'intérieur d'une enveloppe d'acier (fig. 3). Cette enveloppe a des

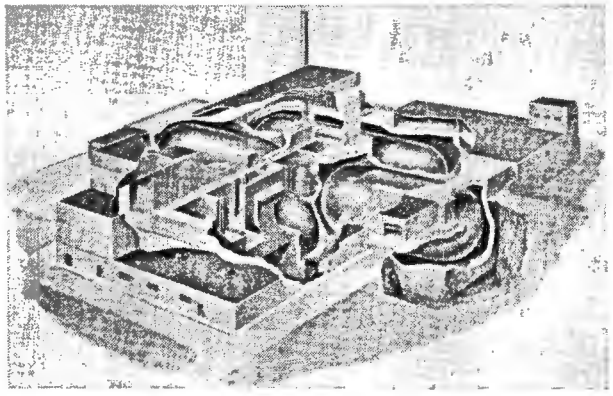


Figure 3. — Vue perspective avec arrachements montrant l'intérieur de l'enceinte générale.

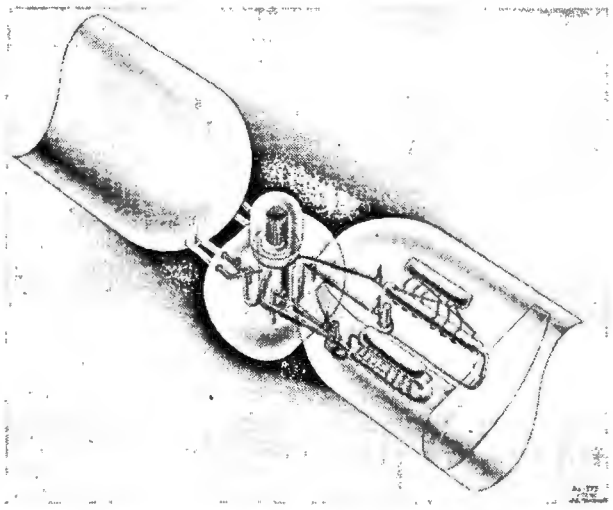


Figure 4. — Vue de l'enceinte générale montrant l'emplacement de l'appareillage dans les deux circuits.

dimensions telles qu'elle pourra supporter la pression créée par une rupture du système de refroidissement primaire, dans le cas le plus défavorable, y compris les effets de l'énergie emmagasinée dans l'eau et le métal, et ceux de l'énergie, quelle qu'elle soit, libérée lors d'une réaction de l'eau sur le zirconium.

L'enceinte générale est divisée en quatre compartiments distincts réunis par de larges conduites tubulaires. La cuve de la pile est située dans la partie sphérique que l'on voit sur la figure 4, et deux des circuits de refroidissement primaire se trouvent dans chacune des parties cylindriques situées de part et d'autre. La quatrième partie cylindrique est reliée aux trois autres et renferme les systèmes auxiliaires et le système de mise en pression.

La cuve sous pression est suspendue en un point situé immédiatement au-dessus du niveau des ajutages de sortie, sur le bouclier de protection primaire, ce qui permet la dilatation thermique radiale des quatre circuits de refroidissement principaux. Les générateurs de vapeur reposent sur une suspension classique à ressorts à charge constante et les pompes du circuit de refroidissement principal sont encastrées dans un bâti à fixation élastique. La tuyauterie peut alors se dilater en toute direction.

Cuve de la pile

La cuve représentée à la figure 5 a une hauteur globale de 33 pieds (10 m), sa partie cylindrique a un diamètre intérieur d'environ 9 pieds (2,75 m), l'épaisseur nominale des parois est 8 1/2 pouces (216 mm). La cuve a un fond hémisphérique. A la

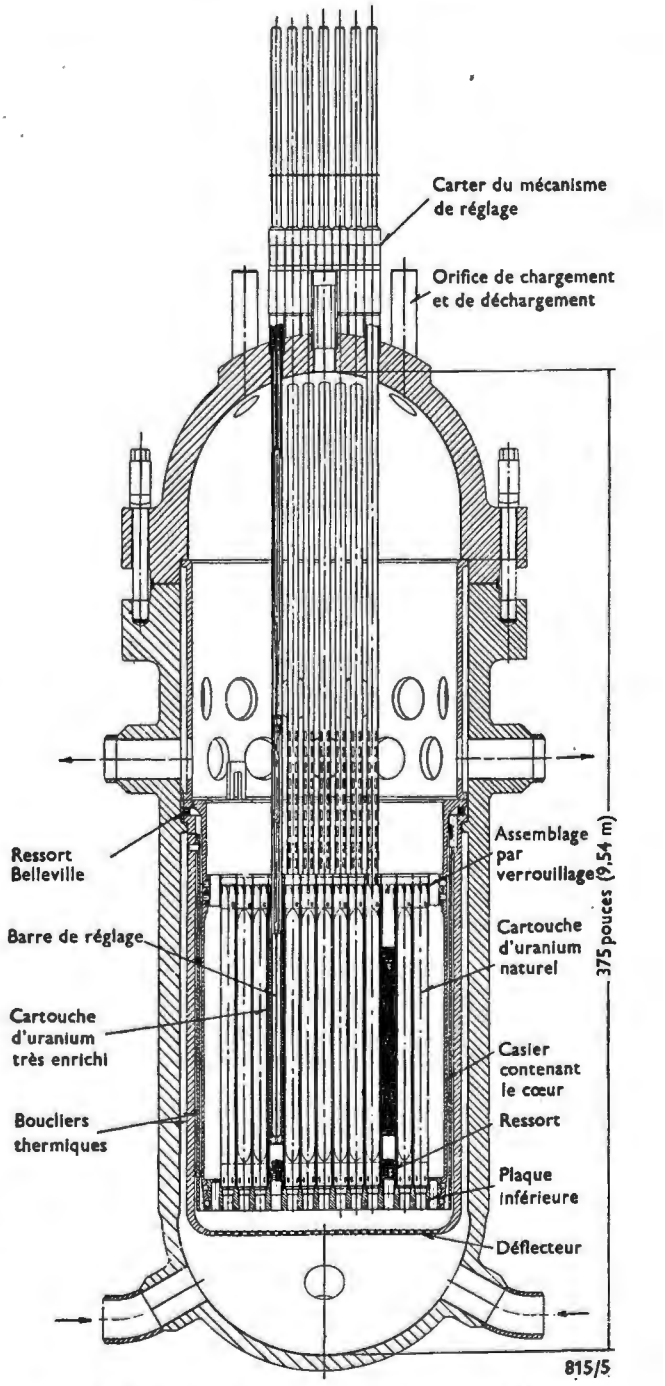


Figure 5. — Coupe longitudinale de la cuve de la pile.

partie supérieure, le chapeau de fermeture est usuel (brides et boulons), modifié pour permettre l'emploi d'un joint rapporté ou d'un joint soudé pour assurer l'étanchéité finale. Le poids net de la cuve est évalué à 250 tonnes américaines (227 tonnes métriques environ).

La cuve est faite de plaques d'acier au carbone et de pièces forgées, revêtues de 0,25 pouce (6,4 mm) d'acier inoxydable. Les brides de fermeture ont un diamètre intérieur de 9 pieds (2,75 m), 23 pouces carrés de section (148 cm²). Chaque bride pèse environ 75 000 livres (34 t). Le chapeau hémisphérique sera forgé et aura une épaisseur d'environ 10 pouces (25 cm) avec un renforcement convenable pour chacun des 24 orifices par où pénètrent les barres de réglage et les 9 conduits tubulaires pour cartouches de combustible. Le chapeau est fixé au caisson par 42 goujons de 6 pouces (15,2 cm) de diamètre. Le fond a 6 pouces d'épaisseur (15,2 cm).

La partie cylindrique de la cuve est constituée de deux éléments, chaque élément est formé de 2 plaques semi-circulaires soudées. Le corps cylindrique de la cuve nécessitera trois soudures circonférentielles et deux soudures longitudinales.

Les quatre ajutages de sortie sont placés respectivement à 60 degrés et à 120 degrés les uns des autres, juste au-dessous de la bride du caisson; les quatre ajutages d'entrée sont placés à 90 degrés l'un de l'autre dans le fond. Les ajutages sont faits à partir de plaques gainées, de 6 pouces d'épaisseur (15,2 cm), roulées en forme de cylindre.

La cuve est supportée par son blindage protecteur de neutrons, en un point situé au-dessous de la bride. Ceci permet une dilatation thermique de la cuve en réduisant au minimum l'augmentation des contraintes dans les tuyauteries du circuit principal. La cuve tout entière est calorifugée par un garnissage d'environ 4 pouces (10 cm) de laine de verre, de densité approximative de 9 livres par pied cube (144 kg/m³).

Les cartouches de combustible ont pour support une « cage » d'acier inoxydable constituée d'une partie cylindrique, d'une plaque inférieure et d'une grille-support. Cette cage a à peu près 8 pieds (2,45 m) de diamètre extérieur et un peu plus de 13 pieds (3,97 m) de haut. Elle est soutenue dans la cuve par un épaulement situé juste au-dessous des ajutages de sortie du cœur. A la partie supérieure, la grille-support est munie de mortaises dans lesquelles se placent les tenons des cartouches. La cage est maintenue en place par une pièce cylindrique formant serrage entre l'épaulement supérieur de la cage et le chapeau. Un ressort Belleville, placé au-dessous de l'épaulement de la cage, compense les tolérances d'usinage et les différences de dilatation au cours du fonctionnement.

Pompes des circuits de refroidissement principaux

Dans chaque circuit, une pompe (fig. 6) assure la circulation du réfrigérant. Cette pompe est mue par un moteur électrique de 1 200 kW à enroulement simple, que l'on peut faire fonctionner sur deux vitesses, avec la même alimentation en courant triphasé 2 300 V, 60 périodes. Ce moteur pesant environ 20 000 livres (9 t) est assemblé à son carter en acier inoxydable par un joint soudé étanche. La zone centrifuge, à simple admission, tourne dans un carter à double corps et à sortie simple. Le corps du moteur est en acier inoxydable forgé ou laminé et soudé. On a étudié deux types de palier. L'un d'eux se compose d'un tourillon d'acier inoxydable trempé reposant sur des coussinets en graphite et un dispositif de butée à sabot pivotant, du type Kingsbourg. L'autre palier est de type hydrodynamique. Le rotor et le stator sont laminés et leurs boîtiers sont en Inconel de 0,020 pouce (0,5 mm) d'épaisseur. L'eau servant au refroidissement interne et à la lubrification est mise en circulation par le palier de butée qui est agencé de façon à servir de pompe auxiliaire. Le débit de la pompe peut varier avec le profil de la roue, selon le type de cœur utilisé. On a établi deux projets différents : le premier de 10 000 gallons par minute (6,3 m³/s) à 145 livres par pouce carré (10,2 kg/cm²) avec de l'eau à 501 °F (260 °C); le deuxième à 16 700 gallons par minute (10,1 m³/s) à 105 livres par pouce carré (8 kg/cm²) avec de l'eau à 508 °F (265 °C). La pression d'aspiration varie de 1 850 à 2 150 livres par pouce carré (130 à 151 kg/cm²) et la pression calculée est 2 500 livres par pouce carré (176 kg/cm²).

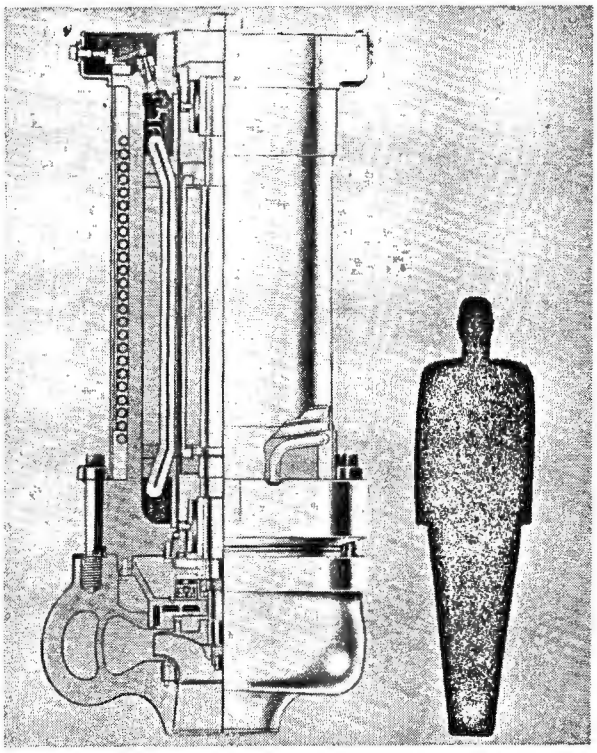


Figure 6. — Pompe principale de refroidissement.

Vannes d'arrêt principales

Deux vannes d'arrêt principales sont nécessaires dans chaque circuit, soit huit au total. Une de ces

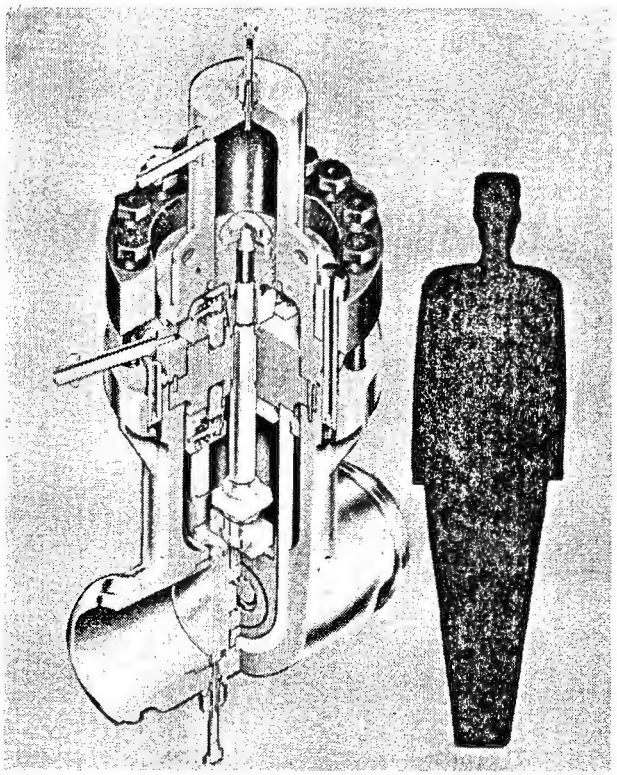


Figure 7. — Vanne principale d'arrêt.

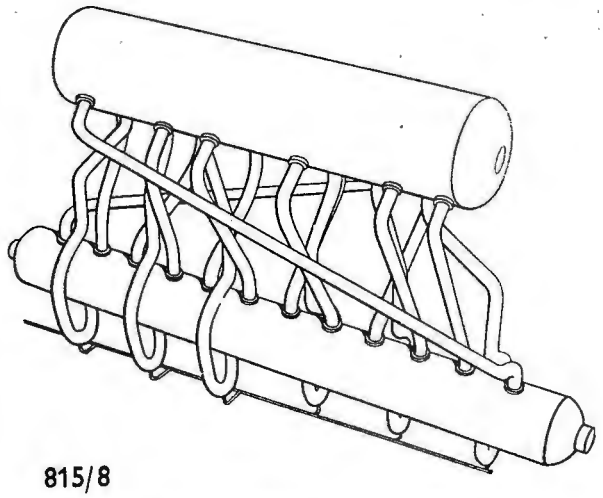
vannes (fig. 7) est du type robinet à plateaux parallèles, étanche, à cylindre et piston. En position fermée, elle est verrouillée. Le diamètre de l'ouverture est 16 pouces (42 cm), avec des orifices de distribution évasés se raccordant à des tuyaux de 18 pouces (47 cm).

La vanne est conçue pour un fonctionnement normal à des pressions différentielles comprises entre 600 et 1 000 livres par pouce carré (42 à 70 kg/cm²) de part et d'autre du piston, mais peut résister à une pression différentielle accidentelle de 3 000 livres par pouce carré (211 kg/cm²). Cette vanne assurera le blocage du circuit pour une pression différentielle de 600 livres par pouce carré (42 kg/cm²), bien que sa pression normale de fermeture soit 210 livres par pouce carré (15 kg/cm²). Des soupapes de refoulement sont prévues dans les positions ouverte et fermée. Des indicateurs de position signalent si la vanne est totalement ouverte ou totalement fermée.

Huit vannes à main peuvent suppléer les vannes d'arrêt à commande hydraulique. Elles sont du type robinet à plateaux parallèles, avec une étanchéité assurée par refoulement. En position normale, elles sont ouvertes. Un chapeau, soudé au corps, entoure le joint. Quand on le retire, on peut actionner ces vannes par un moteur. Elles sont fermées pendant l'entretien ou la réparation de l'un des circuits primaires.

Générateurs de vapeur

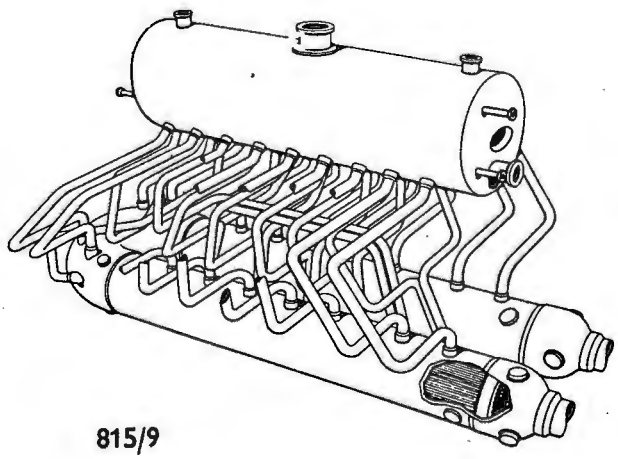
La capacité de chacun des générateurs de vapeur est de 263×10^6 Btu/h ($66{,}5 \times 10^3$ kcal/h) = 77 MW



815/8

Figure 8. — Générateur de vapeur avec échangeur de température à tube droit.

et permet d'obtenir à pleine puissance une pression absolue de vapeur de 600 livres par pouce carré (42 kg/cm²); à vide, cette pression absolue s'élève à 885 livres par pouce carré (62 kg/cm²). La pression absolue dans le circuit secondaire est, d'après le projet, 975 livres par pouce carré (68,5 kg/cm²). La pression de fonctionnement du circuit primaire est 2 000 livres par pouce carré (141 kg/cm²) avec une pression calculée de 2 500 livres par pouce carré (176 kg/cm²). Le débit de l'eau de refroidissement qui s'écoule par les tuyaux du circuit primaire est de 6,5 millions de livres, soit environ 1 million de gallons par heure (3 785 m³/h ou 1 050 l/s); elle entre à la température de 542 °F (283 °C) et sort à 508 °F (264 °C). La chute de pression permise lors de la traversée de l'échangeur de chaleur est 35 livres par pouce carré (2,5 kg/cm²) et la température de l'eau d'alimentation 315 °F (157 °C). Deux de ces échangeurs sont semblables à celui que représente la figure 8. Ils sont entièrement en acier inoxydable et constitués de tubes rectilignes; leur plaque tubulaire est fixe. Ils ont



815/9

Figure 9. — Générateur de vapeur avec échangeur de température à tube en U.

36 pieds (11 m) de long et 43 pouces (109 cm) de diamètre. Il y a 2 096 tubes, ayant chacun 1/2 pouce (12,7 mm) de diamètre extérieur, et une paroi de 0,042 pouce (environ 1,06 mm) d'épaisseur; ils sont disposés suivant un réseau triangulaire au pas de 3/4 de pouce (19 mm) pour totaliser une surface de transfert de chaleur de 8 400 pieds carrés (780 m²). Les séparateurs de vapeur en acier au carbone sont de type classique. Les cylindres ont 26,5 pieds (8 m) de long et 5 pieds (1,52 m) de diamètre avec douze colonnes montantes et six colonnes descendantes de 8 pouces (21 cm). Les deux autres échangeurs de chaleur (voir fig. 9) sont du type tube en U. La longueur totale est 28 pieds (8,55 m), leur diamètre est 39 pouces (99 cm). Ils sont en acier au carbone, avec un revêtement d'acier inoxydable dans les régions en contact avec le réfrigérant primaire. Les tubes sont en acier inoxydable; il y en a 921 de 3/4 de pouce (19 mm) de diamètre extérieur, de 0,060 pouce (1,5 mm) d'épaisseur de paroi, disposés en réseau triangulaire au pas de 1 pouce (2,54 cm), ce qui donne une surface totale d'échange de 9 050 pieds carrés (840 m²). Le séparateur en acier inoxydable a un cylindre de 5 pieds (1,52 m) de diamètre et 23,5 pieds (7,15 m) de longueur, avec 18 colonnes montantes de 5 pouces (12,7 cm) de diamètre, et 14 colonnes descendantes de 4 pouces (10 cm). La vapeur est sèche et saturée à moins de 0,25 pour cent d'humidité.

On utilise des séparateurs de ces deux modèles, ce qui permet de mieux les concevoir, les fabriquer et les faire fonctionner et d'en tirer les connaissances qui serviront à l'établissement des futures centrales.

Caisson de pression

Une perspective cavalière avec arrachement du caisson de pression est représentée figure 10. Ce caisson a 18 pieds (5,50 m) de haut et 5 pieds (152 cm) de diamètre intérieur et un volume total d'environ 300 pieds cubes (8 500 dm³), dont environ 150 pieds cubes (4 200 dm³) constituent le volume du dôme de vapeur, quand l'eau atteint son niveau maximum. Les expansions normales de ce volume atteindront plus ou moins 10 pieds cubes (282 dm³) suivant les fluctuations de la charge de l'installation prévues au projet. Dans ces conditions, les pressions absolues du circuit primaire seront comprises entre 1 850 et 2 185 livres par pouce carré (130 à 154 kg/cm²); une tubulure d'expansion de 6 pouces (15,2 cm) relie le fond de ce caisson au circuit de refroidissement primaire.

La section de chauffe comprend 200 corps de chauffe contenant des résistances électriques amovibles d'un total de 500 kW. Pour plus de commodité, elles sont divisées en trois groupes et leur marche est réglée de façon à maintenir une température de saturation de 636 °F (336 °C), correspondant à une pression absolue de 2 000 livres par pouce carré (41 kg/cm²), et à former une loupe de vapeur au sommet du caisson. Un gicleur situé au sommet permet d'injecter de l'eau plus froide

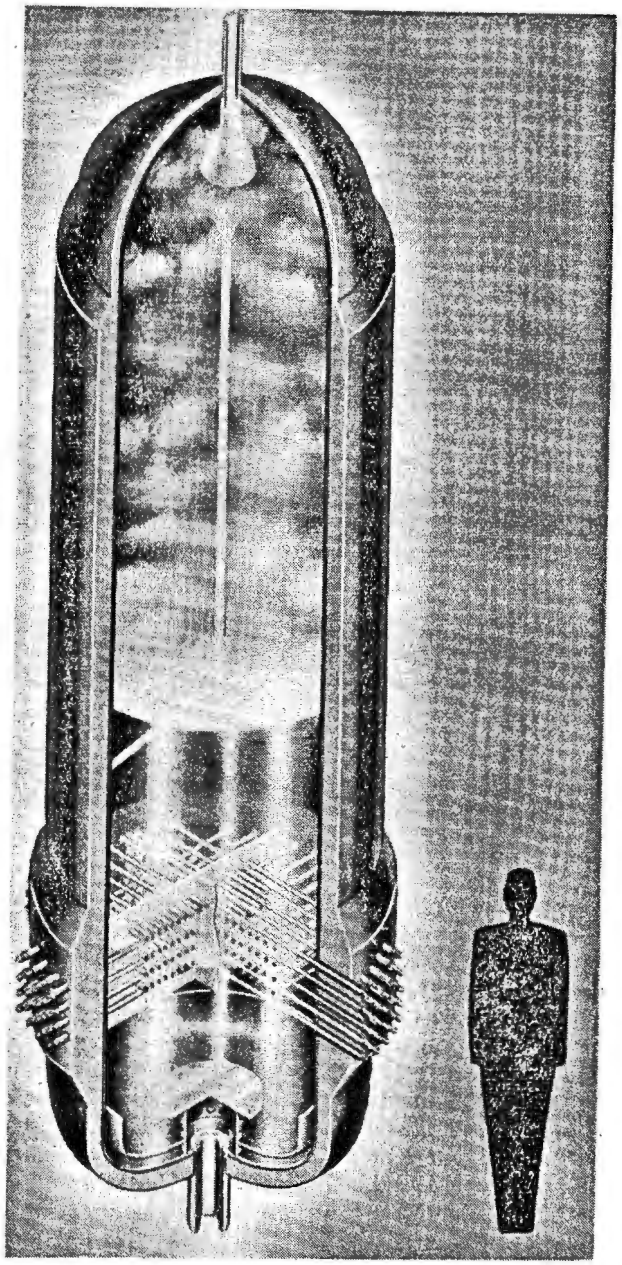


Figure 10. — Perspective avec arrachement montrant l'intérieur du caisson de pression.

500 °F (260 °C) dans la vapeur, lors de surpression, pour limiter les pointes de pression. Au centre du caisson se trouve un tuyau vertical qui sert de mire d'étiage pour les mesures de niveau de l'eau. Un signal d'alarme avertit l'opérateur qu'il faut ajouter de l'eau avant que le niveau ne s'abaisse au point de découvrir le corps de chauffe.

III. Étude du milieu actif

Étude mécanique

La portion active du cœur a la forme d'un cylindre droit à base circulaire d'un diamètre moyen de 6 pieds (183 cm) et de 6 pieds de haut. Pour

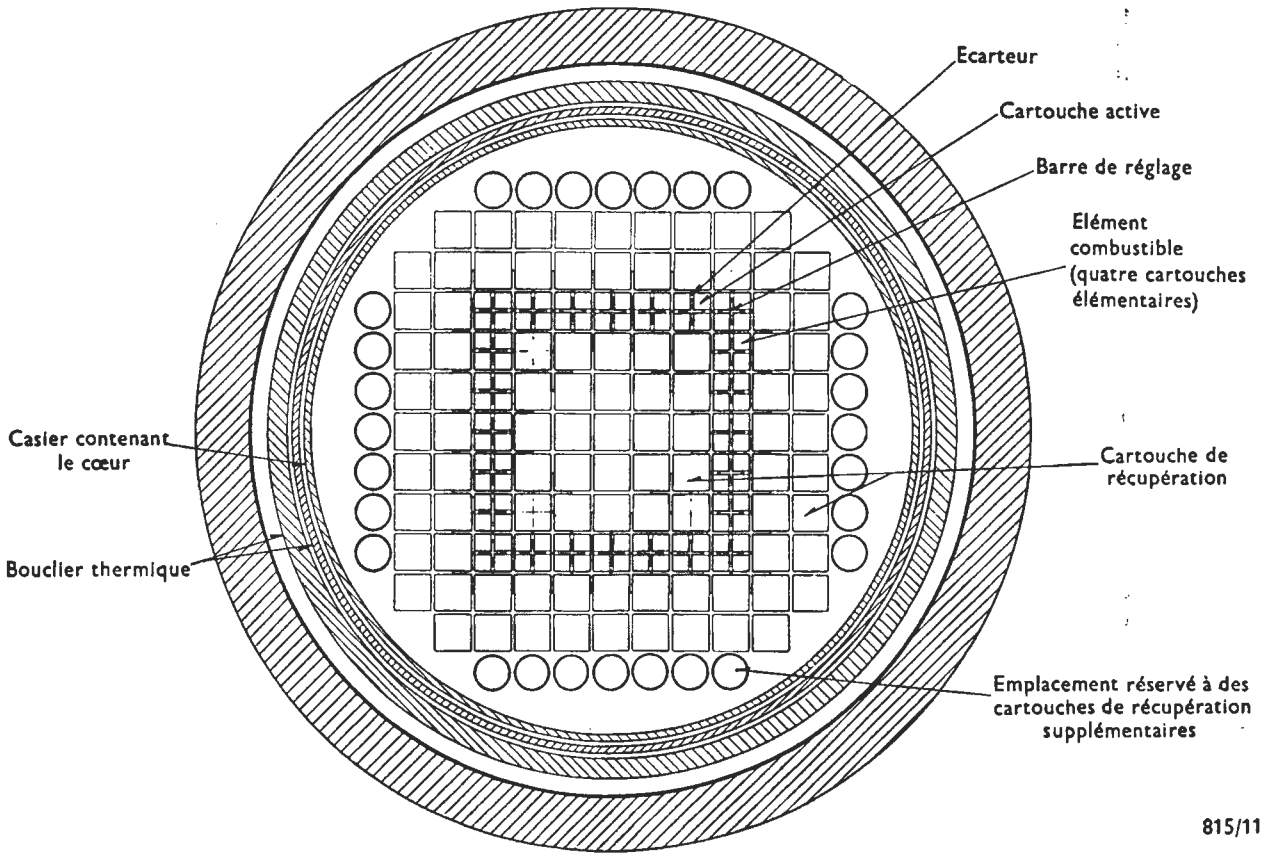


Figure 11. — Coupe horizontale de la cuve de la pile et du cœur.

diminuer la quantité d'uranium-235 utilisé pour l'enrichissement, le cœur se compose de cartouches actives à haut enrichissement et de cartouches de récupération en uranium naturel. Les cartouches à haut enrichissement ou cartouches actives se trouvent dans une bordure carrée d'environ 6 pouces (152 mm) d'épaisseur. Les régions situées à l'intérieur et à l'extérieur de cette bordure sont remplies de cartouches élémentaires d'oxyde d'uranium naturel. La figure 11 représente une coupe transversale du cœur.

Chaque cartouche élémentaire active est constituée de plusieurs plaques soudées ensemble pour former une boîte. Quatre de ces boîtes sont soudées ensemble, maintenues écartées par des cales délimitant une zone centrale en forme de croix. Dans chacune de ces zones se trouve une barre de réglage en hafnium, ayant également la forme d'une croix.

Les cartouches de récupération en oxyde d'uranium ont la forme d'un barreau (voir fig. 12). Ces barreaux sont constitués par des tubes de Zircaloy-2, de 0,413 pouce (10,5 mm) de diamètre extérieur et dont la paroi mesure 0,028 pouce (7/10 mm) d'épaisseur, remplis de pastilles d'UO_2 et fermés à leurs deux extrémités par des bouchons soudés; ils sont réunis en faisceaux de 100 barreaux chacun. La cartouche est réalisée par assemblage mécanique de sept faisceaux; les faisceaux ayant environ 10 pouces (254 mm) de long, l'empilement aura une longueur totale d'environ 6 pieds (180 cm). Chacune des barres est soudée à des plaques à chaque extrémité. Des trous percés dans ces plaques entre les barreaux permettent le passage de l'eau de refroidissement.

Les cartouches actives et les cartouches de récupération ont la même section transversale et chacune est munie à la partie supérieure et à la partie inférieure de pièces servant à la manutention. A la partie inférieure, ces extrémités circulaires s'ajustent dans des trous percés dans la plaque de support inférieure. A la partie supérieure, un collier spécial de fixation est assujetti au bout de tous les ensembles, et les saillies de ce collier sont utilisées pour assurer un verrouillage de sécurité sur la grille-support. Des ressorts, à la partie inférieure de chaque cartouche, assurent un ajustement serré, éliminant ainsi toute vibration et tout manque de cohésion des cartouches lors des variations de la température de fonctionnement.

On a prévu, à la partie inférieure des assemblages des cartouches de récupération, les orifices nécessaires pour assurer une répartition convenable du réfrigérant. De plus, un déflecteur perforé situé juste au-dessous de cette plaque, permet une répartition uniforme du réfrigérant et un mélange suffisant de l'eau qui entre dans la cuve par les ajutages d'admission.

Des dispositifs sont prévus pour défourner

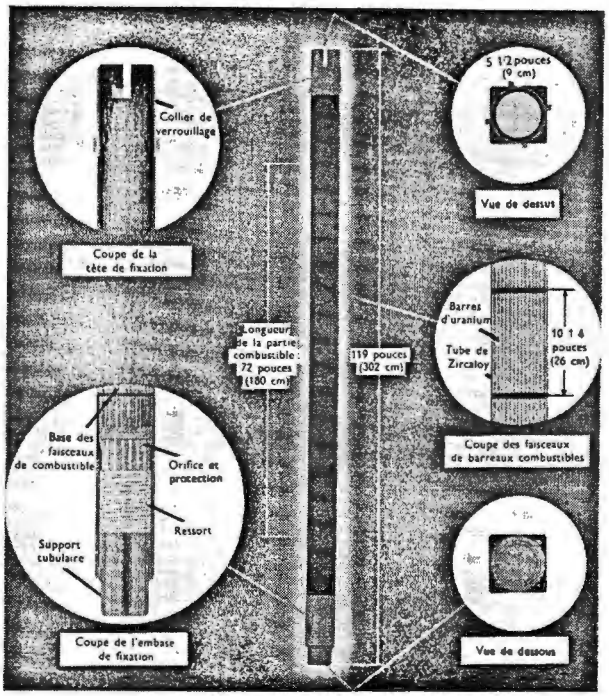


Figure 12. — Cartouche de récupération en UO_2.

n'importe quelle cartouche active ou n'importe quelle cartouche de récupération. Pour ce faire, on enlève le bouchon du conduit de chargement et l'on introduit le mécanisme d'extraction des cartouches.

La tête de ce mécanisme peut tourner comme on le désire et être pointée vers toute cartouche choisie d'avance. Il faut d'abord procéder au déverrouillage de la cartouche. Ceci fait, la cartouche est, par commande à distance, fixée à la tête du mécanisme et retirée du cœur. Pendant l'extraction, la partie située au-dessus de la cuve sous pression est remplie d'eau, et la cartouche est transportée, sous cette eau utilisée comme protection, jusqu'au canal de désactivation. On a également prévu l'enlèvement du chapeau de la cuve de la pile, ce qui permettrait de défourner le cœur d'un seul bloc, ou d'en enlever une cartouche quelconque.

Un des problèmes les plus importants qui se posent, au cours du fonctionnement d'une centrale électronucléaire, est constitué par la difficulté qu'il y a de savoir ce qui se passe à l'intérieur de la cuve de la pile quant à la circulation du réfrigérant, à son ébullition, à la température des cartouches de combustible ou à leur mauvais fonctionnement éventuel. C'est pourquoi il est nécessaire de prévoir les instruments qui permettront d'effectuer ces déterminations.

Étude physique

Les cartouches actives représentent au total 52 kg d'uranium-235 enrichi et la couche de récupération contient 12 tonnes d'uranium naturel sous forme de UO_2. Au début de la vie de la pile un pourcentage de la puissance d'environ 60 pour cent sera produit dans la couche de récupération contre 40 pour cent dans les cartouches actives. La distribution de la puissance est fonction de la vie de la pile dans la mesure où la réactivité de la couche de récupération et des cartouches actives varie avec la vie de la pile. On s'attend à ce que la proportion de la puissance produite dans l'ensemble de récupération augmente avec le temps. Il est évident que la distribution de puissance est aussi fonction de la température de la pile et de la position des barres de réglage.

Dans la pile PWR, la presque totalité de la puissance est libérée par la fission de l'uranium-235. Cependant elle provient, pour environ 8 pour cent, de la fission de l'uranium-238 par les neutrons rapides, et pour une fraction appréciable, de la fission du plutonium. Ce dernier effet s'accentue avec le vieillissement de la pile et on pense qu'il atteindra une fraction non négligeable après une irradiation moyenne de 3 000 mégawatts-jour par tonne de l'ensemble de récupération. Au démarrage

Distribution du flux dans la pile propre et vierge, barres de réglage relevées à 25 pour cent de la hauteur de la pile

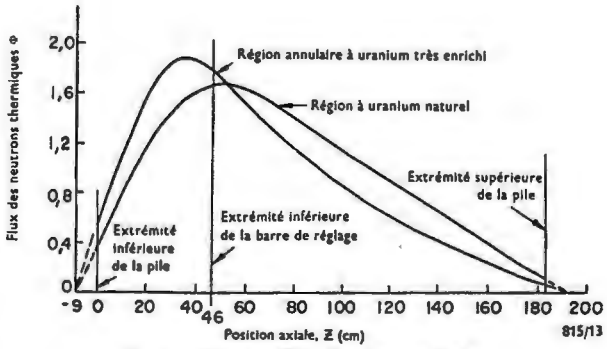


Figure 13. — Distribution axiale du flux de neutrons thermiques.

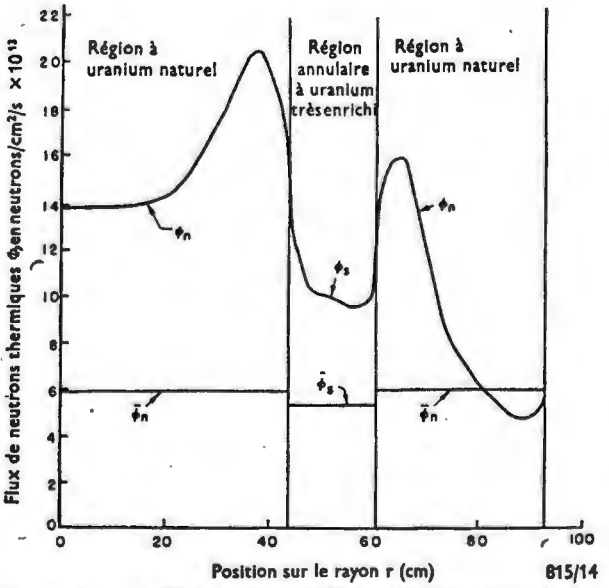


Figure 14. — Distribution radiale du flux thermique.

il se forme environ 0,8 atomes de plutonium par atome d'uranium-235 brûlé.

On voit sur les figures 13 et 14 les distributions des flux types axial et radial. Dans la zone très enrichie le rapport du flux radial maximum au flux radial moyen est 1,15 et le rapport du flux axial maximum au flux axial moyen est 1,9. Dans la couche de récupération le rapport du flux radial maximum au flux radial moyen est 1,85 et le rapport du flux axial maximum au flux axial moyen est 2,1. Il se produit un point chaud qui se trouve dans une direction perpendiculaire à l'axe sur le bord intérieur de l'ensemble des cartouches actives, et dans la direction de l'axe, en un point beaucoup plus bas que le centre. Il est à remarquer également qu'il y a un gradient de flux assez fort aux interfaces de la zone fertile et de la couche de récupération. Malgré sa petite quantité, l'eau qui occupe le volume réservé aux barres de contrôle, lorsqu'elles sont retirées, provoque une pointe du flux thermique. On doit prendre soin d'atténuer ces pointes, si elles se produisent quand la distribution du flux est élevée, pour éviter d'accentuer les points chauds dans le cœur. Pendant le fonctionnement de la pile, quand la quantité variable du xénon qui se forme est maximum, la distribution du flux peut être plus défavorable.

La pile PWR a un coefficient négatif de température de 20 pcm par degré Fahrenheit (36 pcm par degré centigrade) ou peut-être plus élevé. Ce coefficient de température est suffisant pour réduire substantiellement la gravité des problèmes de réglage. La réactivité variera au cours de la vie de la pile, ayant tendance à augmenter au début, puis à diminuer. Les cartouches à haut enrichissement doivent être remplacées au moins une fois pour tirer le meilleur parti de l'ensemble de récupération en oxyde d'uranium.

Évidemment les barres de réglage doivent être calculées de façon à ce que la pile puisse être ramenée à l'état sous-critique, avec une marge raisonnable, quand elle est dans son état le plus réactif. Mais comme chaque barre de réglage supplémentaire complique sérieusement l'étude mécanique, il a été nécessaire d'en réduire le nombre au strict minimum. Pour augmenter le chargement en cartouches à haut enrichissement et leur donner ainsi une vie plus longue, on a incorporé des poisons consommables au combustible des plaques actives. Ce poison est détruit par capture de neutrons pendant la vie de la pile. On doit prévoir une marge de réglage suffisante pour pouvoir compenser l'empoisonnement-xénon à l'équilibre. Les caractéristiques du mécanisme de réglage sont les suivantes : *a*) nombre de barres : 24 (4 supplémentaires, éventuellement); *b*) vitesse des barres : 20 pouces par minute (0,85 cm/s); *c*) vitesse minimum de chute des barres de sécurité (arrêt brusque) : 200 pouces par minute (8,5 cm/s); *d*) retard admissible sur le signal de chute des barres de sécurité : 0,1 seconde; *e*) sécurité d'arrêt lors d'une baisse de puissance; et *f*) précision de l'indicateur de position : 1,5 pouce (37,5 mm).

Étude thermique et hydraulique

Les critères fondamentaux pour les études thermiques de PWR sont les suivants :

a) Il ne doit pas se créer de centre d'ébullition au point chaud pendant le fonctionnement en régime;

b) L'ébullition en masse de l'eau quittant les canaux chauds ne doit pas se produire, lors d'une diminution passagère du débit du réfrigérant;

c) Les températures des cartouches actives, en surface et à l'intérieur, doivent être compatibles avec les propriétés des matériaux choisis pour les construire.

Pour éviter les centres d'ébullition, les températures maxima du réfrigérant doivent être inférieures à 636 °F (336 °C), température de saturation pour une pression de fonctionnement de 2 000 livres par pouce carré (141 kg/cm²). Pour calculer la température maximum à la surface du métal pour un ensemble donné de paramètres, on doit connaître les caractéristiques des canaux actifs. Ces caractéristiques sont par exemple le rapport du flux moyen au flux maximum et les différences maxima tolérables avec la moyenne en fonction de la largeur du canal de refroidissement, de l'épaisseur des plaques de combustible, de la distance du combustible au centre de la plaque et de la variation de la position de la charge active à l'intérieur de la plaque.

Dans l'ensemble des cartouches actives, la puissance spécifique maximum est 277 W/cm³, avec une valeur moyenne de 81 W/cm³; dans l'ensemble de récupération, la puissance spécifique maximum est 120 W/cm³, et la puissance spécifique moyenne 32 W/cm³. Dans l'ensemble des cartouches actives, le flux maximum de chaleur est 382 000 Btu par heure et par pied carré (1 040 kcal/m²/h) (122 W/cm²) et le flux de chaleur moyen est 112 000 Btu par heure et par pied carré (304 kcal/m²/h) (35 W/cm²). Dans l'ensemble de récupération, le flux de chaleur maximum est 240 000 Btu par heure et par pied carré (650 kcal/m²/h) (75 W/cm²), et le flux moyen 65 000 Btu par heure et par pied carré (177 kcal/m²/h) (8,7 W/cm²).

Une partie du débit qui circule à travers les éléments combustibles du cœur, 33 pour cent environ, traverse les cartouches actives, qui pourtant ne représentent que 20 pour cent de la surface. La vitesse de l'eau dans les cartouches actives est 20 pieds par seconde (6 m/s), et dans la couche de récupération, elle est seulement 9,8 pieds par seconde (3 m/s).

IV. Matériaux

Généralités

Des matériaux nouveaux et inhabituels sont employés en grand nombre dans la construction des piles atomiques. Cela vient des propriétés que l'on exige pour les matériaux de structure, les fluides de transfert de chaleur, les matériaux de protection, le combustible nucléaire et le ralentisseur. De nom-

breux matériaux qui jadis étaient rares et mal connus du point de vue de leurs propriétés techniques vont être maintenant utilisés à des degrés différents.

Normalement, l'eau est considérée comme un agent plutôt non corrosif. Cependant, aux hautes températures, et particulièrement lorsqu'on ne peut tolérer qu'une très faible corrosion, ceci est loin d'être vrai. Un des problèmes les plus difficiles a été la mise au point de matériaux convenables et de mélanges de matériaux pour toutes les applications en cause.

On a essentiellement besoin d'une substance qui résisterait tout simplement à l'effet corrosif de l'eau de refroidissement du circuit primaire, qui aurait des propriétés mécaniques suffisantes pour l'utilisation envisagée et pourrait être soudée.

Combustible.

Les cartouches à haut enrichissement sont constituées par des plaques d'un alliage zirconium-uranium gainées par du Zircaloy-2. La partie active de ces plaques, en alliage de zirconium-uranium, est relativement résistante à la corrosion, et du point de vue métallurgique tolère bien le gainage en Zircaloy-2, ce qui accroît la probabilité d'un bon contact entre la partie intérieure et le gainage. On ne s'attend à aucun défaut des surfaces gainées. Mais, s'il y en avait, il en résulterait seulement une corrosion mineure de la partie interne sans aucune déformation mécanique des plaques et avec seulement libération d'une quantité négligeable de matières fissiles dans la masse du réfrigérant. Comme la puissance spécifique dans l'ensemble des cartouches actives est très élevée, on a choisi une forme de plaque ayant une grande surface de transfert de chaleur.

Pour les cartouches de la couche de récupération, il est souhaitable d'utiliser une substance permettant d'obtenir le plus fort facteur de multiplication possible; le rapport entre les puissances produites dans la couche de récupération et dans l'ensemble actif varie à peu près comme $\frac{k}{1-k}$. L'uranium naturel pur serait donc, au sens nucléaire, la substance la plus souhaitable. Mais il est extrêmement peu satisfaisant, que l'on pense à la corrosion ou au comportement sous rayonnements. Il y a deux solutions possibles. L'uranium peut être suffisamment bien gainé pour que l'eau de refroidissement n'atteigne jamais sa surface, et avec suffisamment de force pour éviter des variations de dimensions sous l'influence des rayonnements. Cependant, il est bien improbable qu'un gainage soit suffisamment parfait pour que l'uranium ne soit jamais en contact avec l'eau de refroidissement. De plus, on ne sait pas si on peut éviter par contrainte mécanique l'influence des rayonnements. L'autre solution possible est d'ajouter quelque chose à l'uranium pour améliorer ses caractéristiques; ceci peut se faire en réalisant un alliage d'uranium, tel que uranium-molybdène, uranium-silicium ou uranium-niobium, ou en utilisant l'uranium sous forme d'oxyde.

Tous les éléments d'appoint des alliages d'uranium qui améliorent sa résistance à la corrosion ou son comportement sous rayonnements tendent à déséquilibrer le bilan de neutrons, car ils ont des sections efficaces de capture relativement élevées. Même si on néglige le bilan des neutrons, aucun de ces alliages ne combine la résistance à la corrosion et la tenue sous rayonnements. La vie de la cartouche est donc sérieusement limitée, soit par l'influence des rayonnements, soit par la corrosion, soit par les deux à la fois. Les rayonnements peuvent entraîner une rupture du gainage et la détérioration subséquente d'une cartouche sous l'effet de la corrosion, à moins que la corrosion ne soit amorçée par un défaut du gainage. Dans les deux cas, après plusieurs jours de contact avec l'eau chaude, la totalité de l'alliage d'uranium et des produits de fission contenus dans l'élément endommagé seraient probablement mélangée à la masse du réfrigérant. En outre, les cartouches en alliage d'uranium sont aussi en général plus onéreuses que les cartouches actives en oxyde d'uranium, et donnent aussi dans la couche de récupération une production de puissance plus faible que l'oxyde d'uranium.

L'oxyde d'uranium fournit une excellente substance pour les cartouches de la couche de récupération parce qu'il est totalement inerte dans l'eau à haute température et que son comportement sous rayonnements est satisfaisant pour un taux de combustion relativement élevé. L'oxyde d'uranium peut être facilement aggloméré à froid sous forme de pastilles puis être fritté, ce qui fait passer sa densité à 90 pour cent au-dessus de sa densité théorique. Des techniques de production en grande série permettent de le façonner avec une très grande précision et de charger des tubes de Zircaloy en oxyde d'uranium. La température centrale des éléments combustibles en oxyde d'uranium peut atteindre 2 200 °F (1 240 °C), mais il n'y a à cela aucun inconvénient, car il faudrait encore environ 3 000 °F (1 670 °C) pour atteindre le point de fusion de l'oxyde d'uranium. Le tube de Zircaloy-2 semble vraiment idéal. Son prix très élevé est certes un inconvénient, mais il est plus que compensé par sa très faible section efficace de capture des neutrons.

Barres de réglage

Les barres de réglage peuvent être en hafnium, en acier au bore, en alliage de cadmium-argent revêtu d'acier inoxydable. Les barres de réglage de PWR sont des barres de hafnium cristallisé; ce sont des barres homogènes. Le hafnium possède des propriétés mécaniques idéales et de plus, est extrêmement résistant à la corrosion.

Autres matériaux

Pour les organes tels que vannes, pompes, mécanismes divers, il est nécessaire d'utiliser des matériaux qui non seulement résistent bien aux effets

corrosifs de l'eau à haute température, mais encore aient de bonnes caractéristiques d'usure lors de frottement sur d'autres pièces métalliques, sans aucun autre lubrifiant que l'eau à haute température elle-même. Comme les matériaux ayant la meilleure résistance à la corrosion ont pour la plupart de faibles résistances à l'usure et vice versa, il a fallu établir un programme de recherches systématiques pour déterminer la combinaison de métaux qui représentait le meilleur compromis pour les diverses utilisations. On a d'abord fait un grand nombre d'essais de courte durée sur des formes simples; puis on a réalisé des organes réels en vraie grandeur et on les a essayés dans les conditions réelles d'usure, dans de l'eau à haute température.

En plus des applications mentionnées, on a dû choisir les matériaux convenables pour les ressorts. Les ressorts doivent être faits de substances capables de résister à la corrosion du réfrigérant, quels que soient les rayonnements au point d'application, et dont la trempe ne diminuera pas lors d'un séjour prolongé dans l'eau à haute température. Les ressorts comprimés sont aussi sujets à la corrosion sous contrainte.

Un autre aspect du problème assez peu connu est celui de la corrosion par contact. La corrosion par contact est la tendance qu'ont deux métaux à former un film de corrosion entre eux, quand ils sont en contact prolongé. Le film de corrosion qui en résulte provoque une soudure effective des deux pièces, si bien que leur mouvement relatif n'est plus possible.

La substance de base pour les parties immobiles de la centrale nucléaire, telles que les réservoirs et les tubes des échangeurs de chaleur et la tuyauterie, est l'AISI type 304 (acier au chrome-nickel 18-8 avec très peu de carbone). Les pièces sous contrainte, telles que les ressorts, sont faites en Inconel ou Inconel-10. Les pièces soumises au frottement, telles que celles des mécanismes de réglage, sont en acier inoxydable trempé, en acier inoxydable chromé et en diverses espèces de Stellite. Les pièces magnétiques, telles que les barreaux magnétiques des indicateurs de position des barres, sont en acier inoxydable martensitique.

V. Circuits auxiliaires du circuit primaire

Un certain nombre de circuits auxiliaires sont branchés au circuit de refroidissement primaire pour assurer le fonctionnement de l'installation. Certains, tels que le système de mise en pression et le système de purification, sont en fonctionnement continu, alors que d'autres ne travaillent que de façon intermittente. Citons de plus les circuits auxiliaires d'une installation énergétique normale tels que les circuits d'eau de refroidissement ou d'air comprimé et les circuits électriques.

Circuit d'alimentation du réfrigérant

Le circuit d'alimentation en liquide réfrigérant est utilisé pour remplir l'installation primaire avant fonctionnement, et pour maintenir le niveau du liquide dans le circuit de mise en pression. Une pompe basse pression de 100 gallons par minute (380 l/mn) sert au remplissage, et deux pompes haute pression de 25 gallons par minute (95 l/mn) assurent un appoint intermittent. Le circuit d'alimentation comprend aussi les dispositifs de chargement en résine fraîche du déminéraliseur de purification et de nettoyage des circuits primaires. On n'a prévu aucun équipement de purification dans ce système car l'eau provenant du dispositif d'appoint de la chaudière a les mêmes caractéristiques que l'eau primaire.

Les circuits d'alimentation et de vidange seront utilisés pour injecter et évacuer les solutions de décontamination. Dans l'installation de PWR, les surfaces en contact avec le réfrigérant de la pile peuvent présenter une contamination radioactive. Cela pourrait être dû, tout d'abord, au dépôt des produits de fission en cas de détérioration des plaques actives et à un degré moindre au dépôt des produits de corrosion de l'acier inoxydable, activés lors de leur passage dans le flux qui règne dans le cœur. Si les surfaces de l'installation devenaient suffisamment actives pour que l'on en interdise l'accès ou l'entretien, on pourrait assurer le nettoyage par la circulation de décontaminants convenables à l'intérieur des secteurs de l'installation qui ont été isolés. Les réactifs que l'on considère possibles pour PWR sont les acides, des agents complexants et des agents oxydants : acide citrique, acide periodique, les polyphosphates, l'eau oxygénée, le versène ou toute combinaison de ces produits. L'utilisation de l'eau chargée en oxygène a été envisagée et les résultats sont encourageants.

Circuit de mise en pression

Les variations de la température moyenne du milieu actif dues aux sautes de puissance et aux variations de réactivité et à leur correction par déplacement des barres de réglage, font que le volume du réfrigérant dans le circuit est variable. Ces variations de volume causeraient de grandes variations de la pression dans le circuit de refroidissement si l'installation se comportait comme un système solide. La fonction du circuit de mise en pression est de régler la pression de l'ensemble entre une limite inférieure dictée par la température du point chaud du réacteur et une limite supérieure déterminée par la sécurité et le fonctionnement des soupapes de sûreté. Les soupapes de sûreté doivent fonctionner seulement lors d'une surpression anormale. Le système de mise en pression (fig. 15) entretient un dôme de vapeur saturée à 2 000 livres par pouce carré (141 atm) dans un caisson de mise en pression à chauffage indépendant. Ce caisson a un volume d'environ 300 pieds cubes (8 500 l), et contient à peu près 100 pieds cubes d'eau (2 850 l). Sa taille est fonction du volume total de réfrigérant et du temps de circulation de l'eau dans les circuits, ainsi que de la vitesse de modification de la puissance. Les calories nécessaires à ce caisson de mise en pression sont

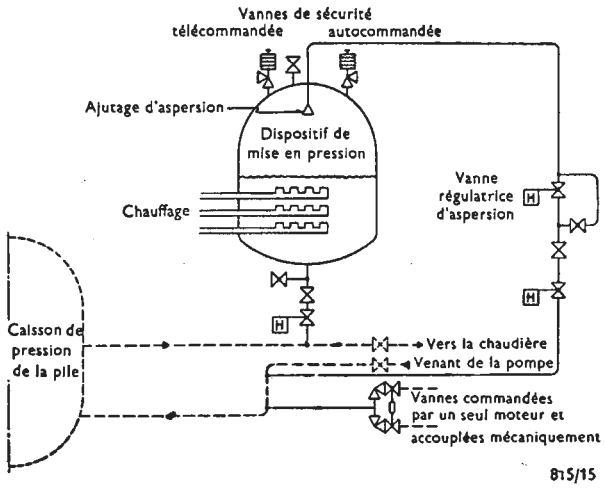


Figure 15. — Schéma du dispositif de mise en pression.

fournies par des corps de chauffe électriques à immersion, de 500 kW, qui suffisent pour élever la température de l'eau à raison de 200 F °(110 °C) par heure. Un vaporisateur continu, placé au sommet du caisson de mise en pression, est alimenté par la baisse de pression au passage dans la pile. Il permet de réduire la formation des bulles de vapeur pendant les variations de pression et de maintenir en solution l'inhibiteur de corrosion au cours des longues périodes de fonctionnement de régime. Le circuit est conçu pour encaisser les variations de pression résultant des sautes de puissance comme suit, entre 20 000 kW et la pleine puissance : *a*) plus 15 000 kW ou moins 12 000 kW, en tant que variation brusque; *b*) plus ou moins 15 000 kW à 3 000 kW par seconde; *c*) plus ou moins 20 000 kW à 417 kW par seconde.

Pendant ces sautes, la pression absolue varie entre 1 850 et 2 185 livres par pouce carré (130 et 154 kg/cm²). En dessous d'une puissance de fonctionnement de 20 000 kW, les modifications de puissance peuvent être encaissées à vitesse plus lente.

Circuit de purification

Le réfrigérant qui traverse le cœur doit être purifié par fractions pour limiter la montée de l'activité des impuretés à vie longue contenues dans l'eau. Pour ce faire, une certaine quantité du fluide passe à travers un déminéraliseur en dérivation qui élimine les matières solubles et insolubles. Le circuit de purification du réfrigérant de la pile (voir fig. 16) est constitué par deux circuits parallèles qui assurent chacun la purification de deux des quatre circuits de refroidissement. Les canalisations de branchement entre les deux circuits de refroidissement et leur circuit de purification commun sont munies de vannes et d'un collecteur. La circulation est assurée dans le circuit par la charge excédentaire de la pompe du circuit de refroidissement. Un courant d'eau, dont le débit est réglé à 40 gallons par minute (151 l/mn) pour chaque circuit, circule à travers les tubes d'un échangeur de chaleur régénérateur, les tubes d'un échangeur de chaleur non régénérateur, un déminéraliseur à lit composé, dans l'enveloppe de l'échangeur de chaleur régénérateur, et retourne au circuit de refroidissement.

Les caractéristiques du système sont les suivantes: *a*) taux de corrosion : 10 mg/dm²/mois pour l'acier inoxydable et 100 g par jour pour le combustible; *b*) débit pour chaque déminéraliseur : 20 000 livres/h (9 t/h); *c*) la colonne de résine est une colonne à lit composé, capacité de 12 grammes-équivalents par pied cube (425 g/m³), sa température limite est 130 °F maximum (54,4 °C) avec un débit superficiel de 5 à 7 gallons par minute et par pied carré (200 à 310 l/m²).

Canalisation de prélèvement

La canalisation de prélèvement permet de retirer des échantillons homogènes du circuit de purification avant et après chacun des deux déminéraliseurs, pour étudier leur conductibilité, leur pH, les impuretés et les gaz dissous. Les mesures de pH et de conductibilité permettent de déterminer si le réfrigérant primaire est acide ou alcalin. Ces mesures permettent aussi de savoir quand les résines des déminéraliseurs sont épuisées et doivent être remplacées. Les solides en suspension sont collectés et soumis à des mesures, ce qui permet de montrer l'efficacité des déminéraliseurs. Des échantillons de gaz sont prélevés pour analyses portant sur l'hydrogène, l'oxygène et les produits de fission gazeux. Les effluents du laboratoire d'échantillonnage sont déchargés dans la canalisation d'évacuation des déchets.

Circuit de commande des vannes

Les circuits primaires comprennent un certain nombre de vannes hydrauliques qui doivent fonctionner lorsque l'accès direct à ces vannes est impossible. Le type en est la vanne d'arrêt d'un circuit principal, qui doit pouvoir se fermer rapidement au cas où une fuite de l'eau primaire se produirait dans ce circuit.

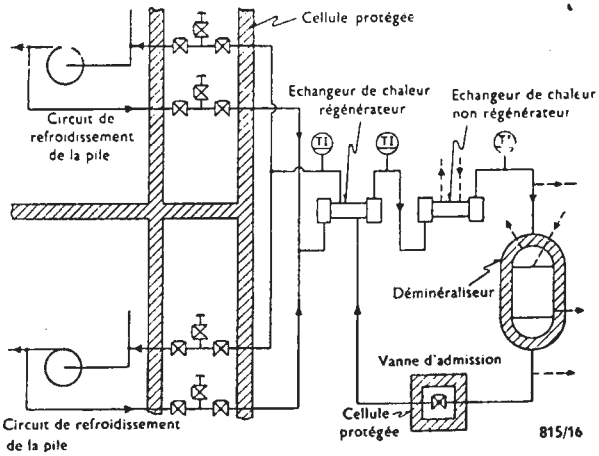


Figure 16. — Schéma du circuit de purification.

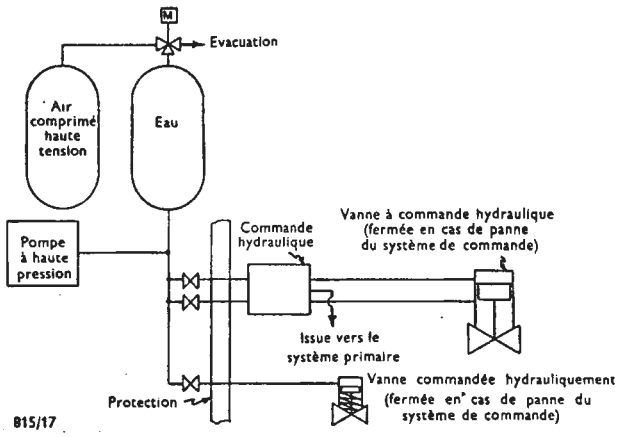


Figure 17. — Schéma du système de commande des vannes.

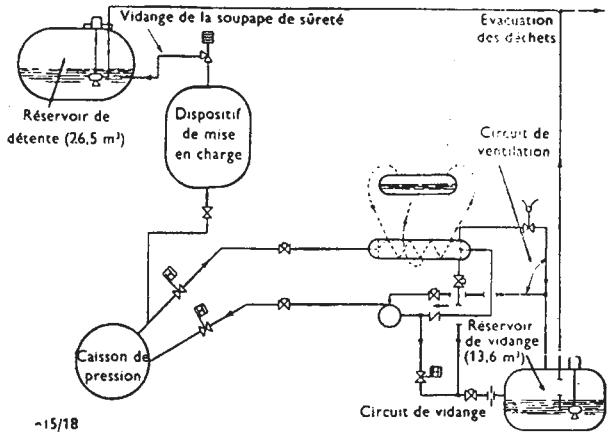


Figure 18. — Schéma du circuit de vidange du réfrigérant.

Des bouteilles d'air fortement comprimé et des récipients à eau, groupés à l'extérieur des zones protégées, fournissent la pression et le liquide nécessaires au fonctionnement de ces vannes (fig. 17). L'eau actionnant la vanne est dirigée vers les vannes hydrauliques par des vannes à commande hydraulique situées à l'intérieur des zones protégées et en est refoulée par air comprimé vers le système primaire. La plupart des organes vitaux sont situés à l'extérieur de la protection et sont ainsi facilement accessibles pour l'entretien.

Circuit de vidange du réfrigérant et ventilation

Le circuit de vidange du réfrigérant et le circuit de ventilation (fig. 18) sont étudiés pour pouvoir rassembler les déchets radioactifs provenant des différentes parties de l'installation primaire et les diriger vers des réservoirs de stockage d'effluents. La canalisation de vidange se compose : d'un réservoir de 3 600 gallons (13,6 m³) permettant de décomprimer et de refroidir ces substances avant leur sortie des réservoirs de vapeur; d'un réservoir de détente de 7 000 gallons (26,5 m³) calculé pour

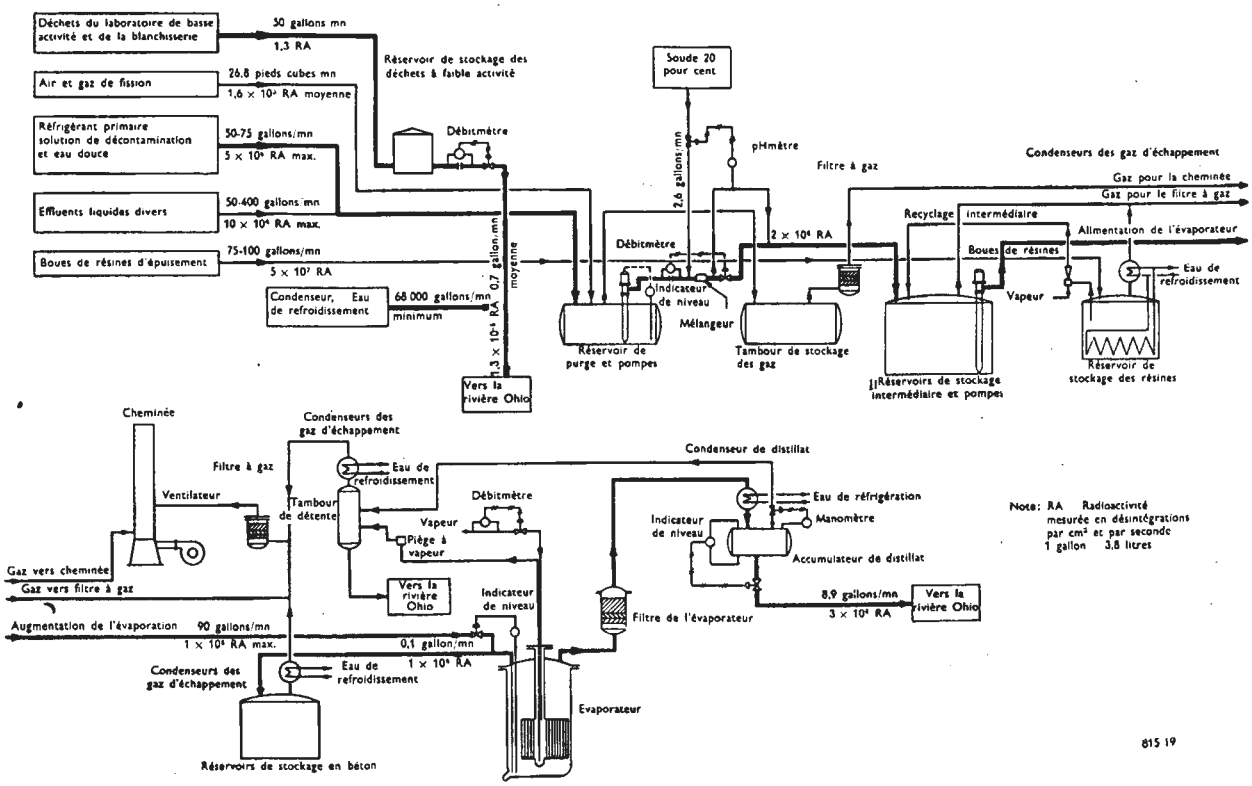


Figure 19. — Schéma du circuit d'évacuation des déchets.

N. B. — La disposition de cette figure n'a pas permis d'indiquer les équivalences des mesures en unités métriques.

pouvoir contenir toute la vapeur ou le réfrigérant de la pile qui s'échapperait par les diverses vannes de sécurité de l'installation primaire. Les circuits de vidange et de ventilation ont pour but de purger un circuit, de maintenir dans les limites prévues au projet le niveau du liquide dans le dispositif de mise en pression, et d'évacuer l'excès du réfrigérant contenu dans la pile, pendant la montée en température de l'installation.

Canalisations d'évacuation des déchets

L'activité des résines échangeuses d'ions provenant du système de purification des fluides de décontamination et des effluents du système primaire sera trop élevée pour permettre leur rejet dans la rivière. Leur volume ne permet absolument pas de les enfermer dans des blocs de béton ou des cylindres d'acier et d'aller les jeter à la mer. Le circuit d'évacuation des déchets (fig. 19), que l'on est en train de mettre au point, effectuera une évaporation en deux étapes pour réduction du volume et comprendra un dépôt souterrain pour les résidus d'évaporation de haute activité. Les résines épuisées des déminéraliseurs seront transportées, sous forme de boues en suspension dans un courant d'eau, directement au dépôt souterrain. On a pris des dispositions pour collecter et stocker les gaz radioactifs. Lorsque les conditions météorologiques le permettront, on utilisera la cheminée pulsée pour les diluer et les évacuer. Suivant les modes de décontamination, on obtiendra chaque mois 9 000 à 21 000 pieds cubes (250 à 600 m³) de substances pour alimenter les évaporateurs. La vapeur quittant l'évaporateur sera condensée; puis le condensat dilué dans l'eau de refroidissement du condenseur sera rejeté à la rivière. L'activité qu'il est admis de rejeter à la rivière est fixée à 10 pour cent de la dose normale de tolérance. Une étude est en cours, pour déterminer la méthode la plus économique d'évacuation des déchets radioactifs combustibles. Les méthodes envisagées utilisent, soit un incinérateur sur le site même, soit un empaquetage et un chargement à bord d'un bateau en vue de les couler dans la mer. Les déchets des laboratoires de haute et basse activité seront séparés sur place et traités dans l'évaporateur, ou dilués et mis à la décharge selon leur activité.

VI. Conduite de la pile

La conduite de l'installation nucléaire consiste à maintenir une température moyenne constante du réfrigérant primaire (voir fig. 20). On utilise donc une méthode de réglage par détection et correction de l'écart à la température moyenne. Le mouvement des barres est commandé par un signal d'erreur de ± 3 °F (± 1,7 °C), avec une bande morte de ± 2 °F (± 1,1 °C). Les réactions des organes sensibles aux différences de température et celles du dispositif de transfert de chaleur le long des circuits sont très lentes; l'action corrective du réglage pourrait donc produire un dépassement engendrant

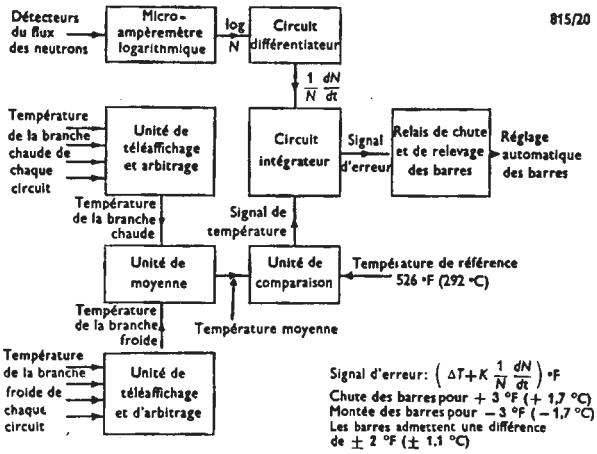


Figure 20. — Schéma du bloc de réglage de la puissance et de la température de la pile.

l'oscillation du système, même si des variations de température beaucoup plus grandes étaient permises. C'est pourquoi, on a prévu un amortissement en faisant agir avec le signal de réglage, la vitesse de variation de la puissance nucléaire.

Le fonctionnement dans l'intervalle normal de puissance et pendant la marche à basse puissance utilise, comme on l'a décrit, le réglage automatique des barres. S'il le désire, le conducteur de la pile peut utiliser le réglage manuel. Rien n'est prévu pour le démarrage automatique, sauf une limitation automatique de période, cette période étant réglée manuellement au cours du démarrage. On a aussi prévu un réglage manuel des barres pour que la montée en puissance de l'installation se fasse à raison de 200 °F par heure (110 °C/h).

Puisque l'installation est étudiée pour fonctionner à une température moyenne constante, le coefficient de température négatif de réactivité adaptera la puissance de la pile aux brèves variations de demande d'énergie. Cependant, s'il n'y avait aucun dispositif de réglage extérieur, la température moyenne de l'installation oscillerait avec une période de plusieurs heures sous l'effet variable du xénon. La période des oscillations serait fonction des modes de variation de la puissance demandée. C'est par le circuit de réglage extérieur que ces oscillations sont supprimées.

Ainsi qu'il est prévu, le circuit extérieur de réglage en température laisse au coefficient de température négatif de réactivité le soin de régler la puissance sans mettre les barres en mouvement, pour des modifications de charge de 10 à 20 pour cent de la pleine puissance. On voit, à la figure 21, des courbes obtenues au simulateur pour une saute de puissance de 100 à 84 pour cent. Il n'en a résulté aucun déplacement des barres de réglage bien que le circuit de réglage en température ait été connecté. Pour des variations plus grandes de la charge, le circuit extérieur ajoute son action à celle du coefficient de température en déclenchant le mouvement

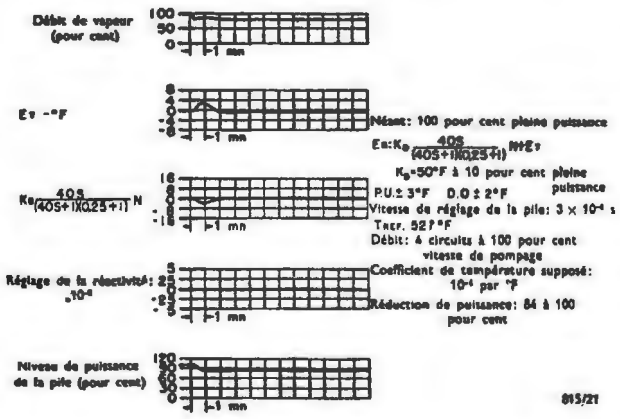


Figure 21. — Courbes du simulateur de pile montrant l'effet d'une variation de puissance.

N. B. — La disposition de cette figure n'a pas permis d'indiquer les équivalences des mesures en unités métriques.

des barres, ce qui rend plus rapide le réglage de la puissance de la pile.

Les mesures de température destinées à l'ensemble régulateur se font par des thermomètres à résistance situés dans les circuits. On mesure les températures aux sorties de chaudière et à la sortie de la pile et on en fait la moyenne. Les thermomètres ont des temps de réaction de 3 à 5 secondes.

Réglage nucléaire

Les détecteurs nucléaires ont pour rôle : 1) de donner des renseignements sur la période et le flux, pour guider le conducteur pendant le démarrage; 2) d'émettre un signal pour surveiller la période et assurer la protection au cours du démarrage; 3) d'émettre un signal pour surveiller la vitesse de variation de la puissance pendant le fonctionnement. Un détecteur à BF_3, pour l'intervalle des faibles puissances au démarrage et une chambre d'ionisation compensée pour le rayonnement gamma pour l'intervalle supérieur, y compris le fonctionnement

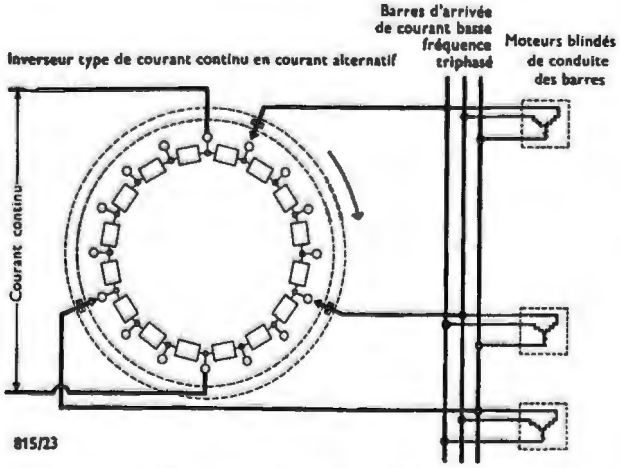


Figure 22. — Mécanisme d'entraînement d'une barre de réglage.

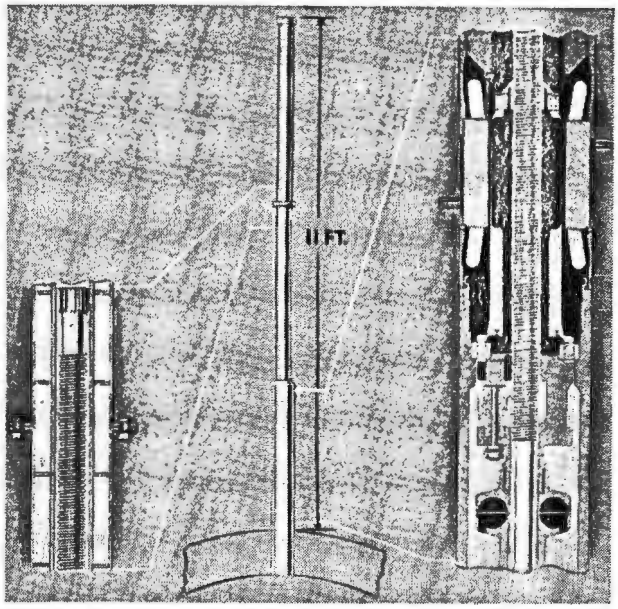


Figure 23. — Alimentation du moteur d'entraînement d'une barre de réglage [11 FT = 11 pieds (3,35 m)].

à puissance normale, couvrent un intervalle total allant de la puissance nucléaire de la source à 150 pour cent de la pleine puissance. Pour la sécurité du fonctionnement, on a prévu trois canaux, munis chacun de deux séries de détecteurs. Tous les détecteurs sont placés près de la cuve sous pression et à l'extérieur. Il n'est pas besoin de placer de détecteur dans la pile.

Mécanismes de réglage

On voit, à la figure 22, un des mécanismes fixés au chapeau de la cuve de la pile. Ces mécanismes ont environ 11 pieds (340 cm) de haut et 6 pouces (15,2 cm) de diamètre maximum. La barre est fixée à une vis-mère engrenée sur les quatre billes d'un écrou à billes commandé par un moteur électrique. La cage du roulement et le rotor du moteur électrique sont supportés par deux paliers à billes lubrifiés à l'eau; le stator du moteur, refroidi à l'eau, est à l'extérieur du cylindre supportant la pression et, de ce fait, est isolé de l'eau chaude qui circule autour du rotor. L'enroulement du stator est alimenté en courant alternatif triphasé basse fréquence, qui permet la rotation du rotor et de l'écrou à billes (voir fig. 22). La vis-mère et la barre de réglage peuvent ainsi être levées ou abaissées à des vitesses proportionnelles à la fréquence du courant appliqué au moteur. L'arrivée du courant alternatif basse fréquence se fait de la façon suivante : trois balais également espacés sont disposés sur un commutateur relié à des résistances à plots disposées en un circuit fermé semblable à l'enroulement d'une armature de moteur. On applique une tension continue en deux points diamétralement opposés du cercle sur lequel sont disposées les résistances. En cas de chute de tension, le poids de

la barre fait tourner le rotor, amenant ainsi la barre dans le cœur. On voit à la figure 23, une coupe de l'indicateur de position des barres. Un solénoïde situé à l'extérieur des parois de la cuve sous pression, indique, par une modification d'inductance, la position d'une pièce magnétique liée à la barre. Cette modification d'inductance est enregistrée dans le circuit indicateur et permet une indication continue de la position de la barre.

Les moteurs électriques commandant les barres sont associés par groupes de deux, ou davantage, et agissent ensemble au même instant. Chaque groupe ou paire de barres parcourt une distance limitée avant que le mouvement ne soit communiqué au groupe suivant, de façon telle que les sommets de toutes les barres soient maintenus à peu près dans le même plan.

Dispositif d'arrêt immédiat

Le dispositif d'arrêt immédiat doit éviter la destruction ou l'endommagement de la source d'énergie nucléaire. Il doit, pour ce faire, éviter de laisser se créer à l'intérieur de la pile des conditions telles qu'elles produiraient plus de puissance que la charge n'en peut absorber ou que l'installation n'en peut supporter avec sécurité. Il réduit donc la valeur de la puissance produite, avant même que l'endommagement par conversion d'énergie n'ait le temps de se déclencher.

Un dispositif d'arrêt de pile atomique doit avoir une sûreté de fonctionnement absolue. Un système est sûr s'il déclenche une action quand elle est nécessaire, et seulement en ce cas. Notre objectif, dans l'étude du dispositif d'arrêt immédiat de PWR, a été un système capable de protéger la pile contre tous les dommages possibles, mais qui n'affecte en aucune manière le fonctionnement normal de l'installation, en utilisant la fonction d'arrêt brutal du mécanisme de réglage.

Pour qu'un système d'arrêt immédiat soit sûr, il doit recevoir des informations précises sur l'état de l'installation, les interpréter, les transmettre et réagir correctement. Tout ce qui met les piles en danger se manifeste par des températures excessives du milieu actif; les indications du dispositif d'arrêt doivent donc être liées directement à la température ou aux variables corrélatives. Les limites propres des détecteurs de températures actuellement utilisés font qu'on ne peut valablement les utiliser à partir du cœur pour provoquer l'arrêt. On doit donc utiliser des signaux d'arrêt traduisant le comportement des paramètres de l'installation, qui déterminent la température du cœur.

Le temps nécessaire pour déceler, transmettre et faire agir un signal d'arrêt est de la plus haute importance, car il détermine le rapport maximum que l'on peut tolérer entre les puissances produites en régime stable et en régime variable, maximum compatible avec la sécurité. Dans PWR, la valeur limite de la puissance au régime stable a été poussée très près de la valeur limite de la puissance en régime variable; un système d'arrêt à réaction très rapide est donc absolument nécessaire.

Les organes et les dispositifs les plus sûrs ne sont pas, en général, ceux qui réagissent le plus vite et, réciproquement, les dispositifs les plus rapides ont une tendance à être sensibles au bruit de fond. Le fait que le système d'arrêt doive fonctionner par tout ou rien, impose, pour les organes du système, des exigences difficiles à accorder.

Si l'on considère le caractère des accidents qui imposent des exigences au dispositif d'arrêt, on doit souligner que, si une protection contre un accident particulier a été jugée nécessaire, la fréquence probable de l'accident a peu ou pas d'influence sur l'étude du système d'arrêt.

Les accidents qui risquent d'endommager le cœur du réacteur peuvent se classer en cinq groupes : *a*) accidents provoqués par une diminution des débits; *b*) accidents au démarrage; *c*) accidents amenant la puissance de l'installation au-dessus de la valeur maximum compatible avec la sécurité; *d*) accidents dans le circuit d'eau froide; *e*) accidents dus à une baisse de pression dans le circuit de refroidissement primaire.

Les accidents concernant les diminutions de débit dans PWR se classent en deux catégories : *a*) ceux qui nécessitent une action très rapide du dispositif d'arrêt tels que le défaut d'alimentation des pompes; et *b*) ceux pour lesquels on doit essayer de maintenir l'installation en marche, en réduisant la puissance demandée et la puissance produite.

Les accidents au démarrage peuvent se produire si la période de la pile n'est pas limitée, pour des raisons de sécurité, à une valeur minimum.

Comme on l'a fait remarquer précédemment, la puissance maximum de PWR, pour que l'installation fonctionne avec sécurité, est fonction des débits du réfrigérant ou, ce qui revient au même, du nombre de pompes qui fonctionnent au même instant. Par conséquent, des menaces pèsent sur l'installation lorsque, par accident, la valeur maximum de la puissance ne correspond pas à la diminution du débit. Cependant, même si le débit n'était pas perturbé, la valeur de la puissance peut monter, par accident ou par inadvertance, au-dessus des limites imposées par la sécurité.

Les accidents dus à l'eau froide peuvent se produire si l'eau d'un circuit froid (ou des circuits froids) pénètre dans la pile. Le degré de gravité de cet accident dépend de la réduction de température qu'aura à supporter le liquide de refroidissement et de la grandeur du coefficient négatif de température de réactivité.

Les fuites dans le système de refroidissement primaire ou un endommagement du circuit de mise en pression, peuvent faire tomber la pression à des valeurs entraînant une ébullition inadmissible aux températures de fonctionnement.

VII. Enceinte générale et aménagements locaux de service

Description de l'enceinte générale

La partie nucléaire de la centrale est logée dans quatre enceintes d'acier qui, à leur tour, sont entourées de constructions de béton partiellement enterrées.

La cuve de la pile se trouve dans une enveloppe sphérique de 38 pieds de diamètre (11,60 m) avec un dôme cylindrique de 18 pieds (5,40 m) au-dessus, où se logent les mécanismes de réglage. De part et d'autre de la sphère, se trouve un cylindre de 50 pieds de diamètre (15,20 m) et de 97 pieds de long (29,60 m), dans lesquels sont enfermés deux des circuits de refroidissement primaire et l'appareillage correspondant. Une enceinte auxiliaire supplémentaire est située entre les enceintes nucléaires mentionnées ci-dessus et le groupe turbo-alternateur. Cette enceinte est un cylindre de 50 pieds de diamètre (15,20 m) et 147 pieds de long (44,80 m). Elle contient le réservoir de mise en pression du réfrigérant et quelques équipements auxiliaires mineurs.

Toutes ces enceintes sont reliées par des conduites de 8 et 12 pieds (240 à 365 cm) de diamètre. Le volume total est en gros 600 000 pieds cubes (17 000 m³) et le volume net libre 473 000 pieds cubes (13 400 m³).

Le circuit de refroidissement de l'enceinte générale est étudié pour y maintenir la température maximum de l'air intérieur à 122 °F (50 °C) et permettre un filtrage de la totalité de l'air qui sort de l'enceinte. Ce circuit comprend deux soufflantes de 18 000 pieds cubes par minute (8,5 m³/s) qui refoulent l'air dans l'enceinte générale et deux soufflantes identiques pour le rejeter dans l'atmosphère. Il n'y a aucun équipement de réfrigération mécanique. Des vannes d'air à arrêt rapide sont placées sur les canalisations d'entrée et sortie de l'air pour fermer le circuit si nécessaire.

On a ménagé des accès à l'enceinte de l'installation de vapeur et on a prévu des portes d'accès à manœuvre simultanée pour l'étanchéité de l'enceinte afin qu'elle ne soit pas compromise comme elle le serait avec des portes d'entrée classiques.

Servitudes imposées lors de l'étude du projet

L'étanchéité est imposée par des considérations de sécurité et pour éviter des « pluies » radioactives à l'extérieur de la zone interdite de 400 acres (160 ha) qui entoure l'installation de Shippingport. L'enceinte est étudiée de façon à éviter que ne s'échappent les gaz radioactifs ou les vapeurs contenant des produits de fission qui viendraient à être libérés accidentellement lors d'une détérioration majeure de l'installation. Les produits de fission demeurent normalement au sein des éléments combustibles. Ils ne seront émis en quantité appréciable que si un nombre suffisamment grand de plaques ou de cartouches de combustible viennent à se détériorer pendant le fonctionnement ou si une grande partie du cœur se met à fondre. Il faudrait, dans les deux cas, que se produise une rupture de l'enceinte du système de refroidissement primaire; en outre il faudrait, dans le second cas, qu'il y ait à la fois une très forte chaleur résiduelle et un défaut de réfrigérant. Ces deux cas semblent manifestement improbables, mais tant que l'on n'aura pas de renseignements plus précis, il vaut mieux les prévenir par une protection convenable.

L'enceinte est étudiée pour encaisser la libération de l'énergie contenue dans les 20 000 gallons (76 m³) d'eau de refroidissement primaire à 535 °F (280 °C) de température moyenne et 2 000 livres par pouce carré (141 kg/cm²) de pression, de l'énergie calorifique accumulée dans le métal de l'installation et de l'énergie libérée lors de la pire réaction chimique qui puisse se produire entre le zirconium et l'eau.

La pression accumulée dans l'enceinte variera, à la fois en grandeur et dans le temps, selon l'importance de la rupture du circuit de refroidissement. Le pire des cas serait celui où, en plus, la chaleur se transmettrait à l'eau lors d'une rupture d'importance moyenne. La pression maximum atteinte, pour le volume étudié, est légèrement supérieure à 50 livres par pouce carré (3,5 kg/cm²).

Si une rupture se produit dans le circuit quelques secondes après, une aspersion d'eau fraîche sera déclenchée, ce qui entraînera, après les premières secondes, une accélération de la baisse de pression. Cette réduction de pression permet de rester maître de toute réaction chimique qui pourrait se produire entre le zirconium et l'eau, car cette composante de la pression totale ne se manifeste qu'après un retard appréciable. Avec une aspersion convenable, la pression totale ne dépassera pas la valeur maximum atteinte au début.

Bouclier de protection

Les doses de rayonnement permises dans l'installation dépendent du nombre d'accès que nécessitent le fonctionnement et l'entretien. Dans les zones réservées à la conduite de la pile, la dose doit être inférieure à 2 milliroentgens par heure. Dans les zones où l'on ne pénètre que de façon intermittente, la dose est inférieure à 5 milliroentgens par heure. Cependant, dans les zones où l'on ne pénètre que très rarement ou très brièvement, la dose est fixée à 50 milliroentgens par heure.

La cuve de la pile est entourée d'une couche d'eau de 3 pieds d'épaisseur (91 cm) contenue dans un réservoir annulaire formant bouclier de protection contre les neutrons. D'autres boucliers internes, tels que ceux qui sont prévus entre les circuits, sont en béton. Pour l'ensemble, le bouclier extérieur de protection se compose d'une construction de béton entourant l'enceinte générale. Une épaisseur de béton analogue à celle que l'on prévoit pour une construction qui a à résister à la poussée extérieure des terres est suffisante pour la protection biologique, sauf en très peu de points.

On a prévu un appareillage de mesure des rayonnements en divers points de l'installation, pour y déterminer les intensités de rayonnement existantes

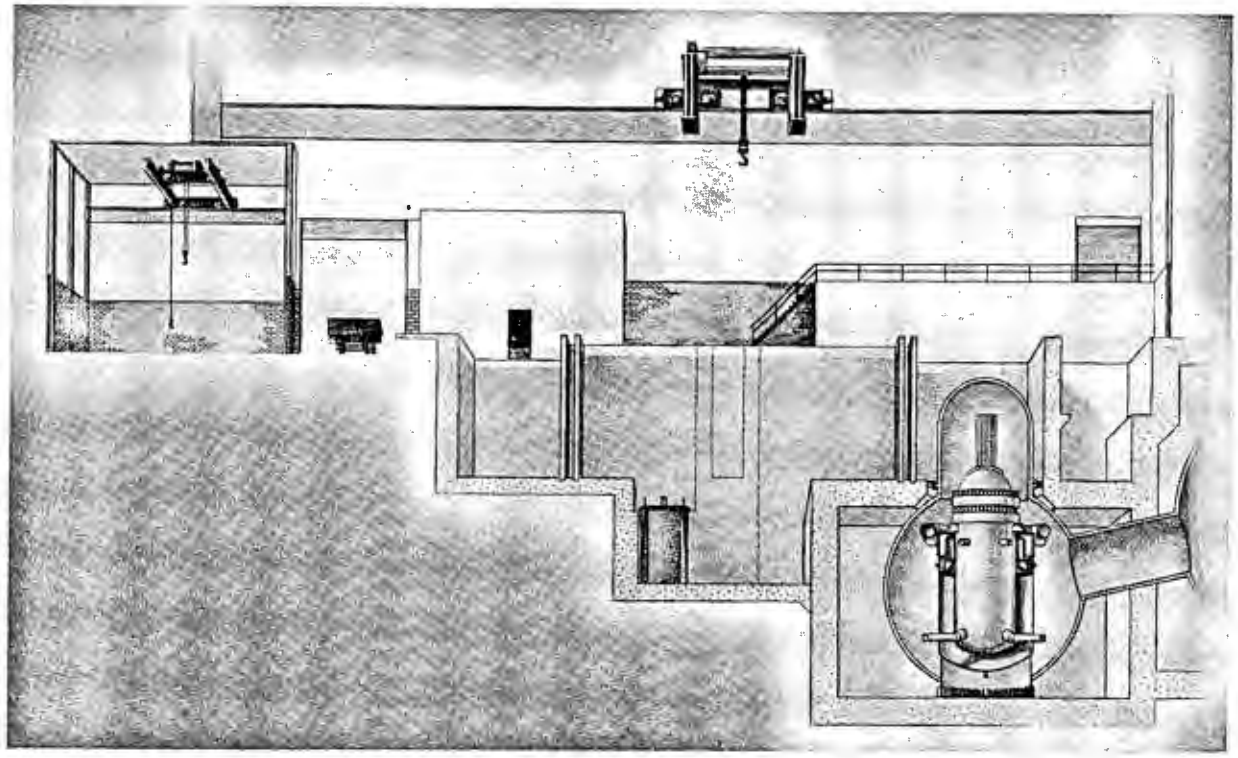


Figure 24. — Aménagements pour la manutention du combustible.

et donner l'alarme au personnel au cas où se présenteraient des conditions anormales.

Aménagements de service

Le bâtiment de manutention du combustible, qui est le plus grand bâtiment construit sur l'emplacement de la centrale, a 44 pieds de large (13,40 m), 182 pieds de long (55,50 m) et une hauteur hors-tout de 62 pieds (19 m). On voit (fig. 24) ce bâtiment, le canal de manutention du combustible et les ponts roulants. Un pont roulant de 100 tonnes est prévu pour permettre à volonté de retirer le chapeau de fermeture du caisson de la pile et de retirer le cœur en un seul bloc. Un appareillage d'extraction permet, soit d'enlever l'une quelconque des cartouches de combustible ou un groupe de ces cartouches, soit de leur donner une nouvelle disposition, en passant, ou par l'orifice de chargement, chapeau fermé, ou directement, lorsque le chapeau est retiré.

Les cartouches de combustible seront retirées de la cuve en les maintenant sous l'eau et dirigées vers la partie convenable du canal pour y être mises en dépôt, y être ultérieurement démontées, réparées ou inspectées.

Le bâtiment des services d'entretien de la pile est une construction à un seul étage, contiguë au bâtiment de manutention du combustible. Il contient tous les services nécessaires à la marche de la centrale. Ces services comprennent : les services de protection contre les rayonnements, la section de chimie, le nettoyage et la décontamination. Aucune disposition n'a été prise pour l'aménagement d'un laboratoire spécial de recherches.

PARTIE B. — GROUPE TURBO-ALTERNATEUR

VIII. Étude du groupe turbo-alternateur

La partie non nucléaire de la centrale de Shippingport est originale sous plusieurs aspects : elle emploie de la vapeur saturée à basse pression et cette pression, qui n'est pas constante, peut augmenter substantiellement quand la charge se réduit; l'énergie auxiliaire fournie à la centrale et consommée par sa partie nucléaire est plus grande qu'il n'est coutume dans une centrale de cette puissance et un petit groupe diesel auxiliaire est prévu pour l'alimentation de secours; la régulation, bien qu'elle soit essentiellement assurée par un régulateur de turbine classique, doit tenir compte du fait que la source de chaleur est une pile et non plus une chaudière à combustible classique, avec ses équipements d'alimentation, ses cendriers, son parc à combustible, ses dépoussiéreurs, son réchauffeur d'air, sa cheminée d'évacuation des gaz de combustion et le reste.

Le groupe turbo-alternateur est calculé pour une production maximum de 100 000 kW. Il est à simple cylindre, tourne à 1 800 tours par minute et possède une excitation-série. Dans la turbine, la vapeur soutirée en trois points sert à réchauffer l'eau d'alimentation. La figure 25 montre que la vapeur, admise à une certaine distance du palier de butée du

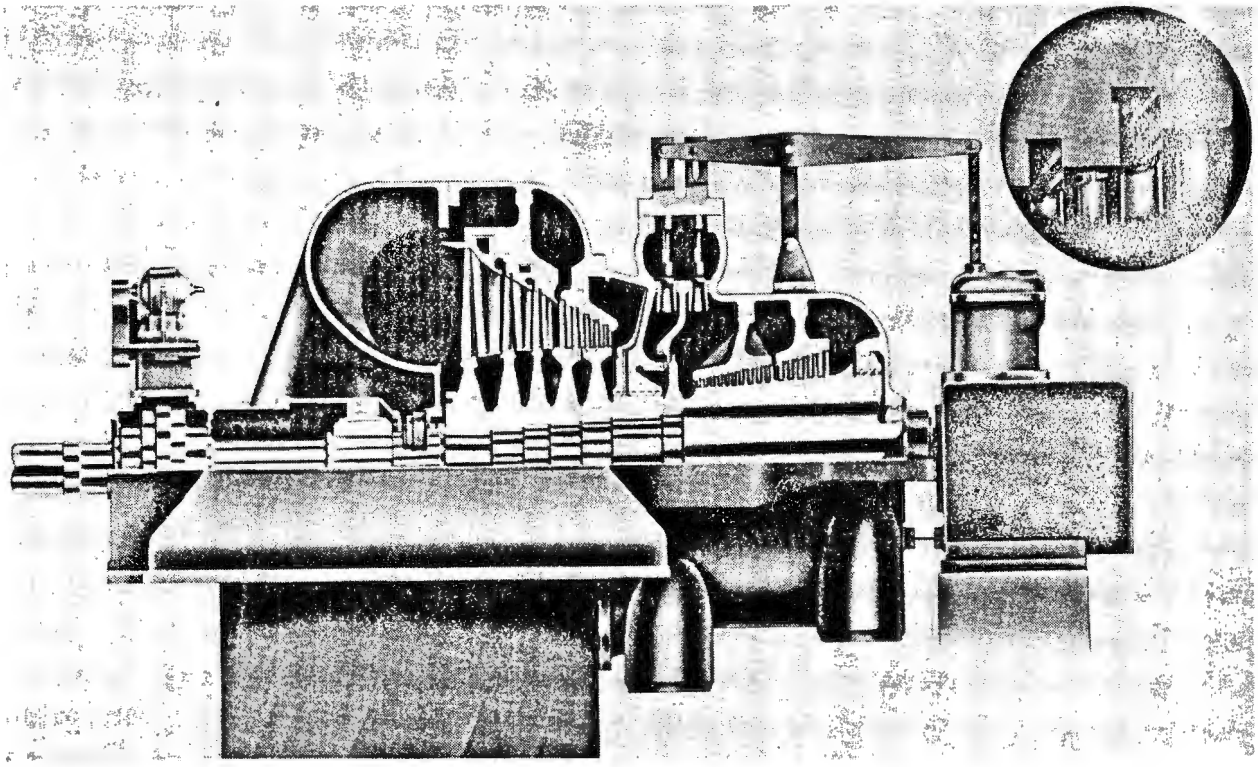


Figure 25. — Coupe de la turbine.

rotor, s'écoule vers ce palier et passe à l'extérieur dans un séparateur. Elle est alors réinjectée dans la turbine en un point proche du premier point d'entrée, et s'écoule dans une direction opposée à la précédente pour sortir près du palier d'accouplement.

Le corps du cylindre, entre les étages d'ailettes, est revêtu d'acier inoxydable soudé électriquement; les ailettes sont revêtues de stellite sur les bords d'attaque et partout où l'humidité de la vapeur dépasse 6 pour cent et où la vitesse tangentielle, en bout d'ailette, atteint et même dépasse 900 pieds/s (300 m/s). Ces précautions visent à réduire les effets de la vapeur humide sur la longévité des organes de la turbine.

La pression relative de vapeur à la vanne d'admission et à pleine charge est 545 livres par pouce carré (38 kg/cm²) et la température correspondante de l'eau d'alimentation est 342 °F (172 °C). Le taux d'humidité au second point d'extraction, à l'entrée du séparateur, atteint 11,6 pour cent; il est réduit à environ 1 pour cent au retour de la turbine. Dans ces mêmes conditions de fonctionnement à pleine charge, le taux d'humidité à la sortie est de l'ordre de 13,2 pour cent. Ces données et les caractéristiques thermiques sont rassemblées au tableau 1 pour deux charges. Les conditions d'utilisation de la vapeur dans la turbine sont schématisées à la figure 26.

Si la charge est réduite lentement dans les conditions normales de dépression qui permettent l'extraction et l'évacuation, le débit de vapeur, la

Tableau 1

Charge approximative de la génératrice	79,3 MW	100 MW
Vitesse de consommation approximative de la turbine, Btu/kWh	11 272	11 385
kcal/kWh	2 840	2 869
Pression absolue à la vanne d'admission . . . . . livres/h	987 350	1 286 900
t/h	440	583
Température du liquide qui alimente la chaudière . . . . °F	325	342
°C	162	172
Pression au condenseur, pouce Hg	1,5	1,5
mm Hg	37,6	37,6

chaleur transmise aux échangeurs et la différence de température entre le réfrigérant et la vapeur diminuent. Sauf en régime variable, la température moyenne de l'eau de refroidissement primaire de la pile reste constante et, par suite, la température d'ébullition de l'eau et sa pression augmentent. Cet accroissement est approximativement linéaire et atteint au maximum une pression relative de 870 livres par pouce carré (61 kg/cm²) lorsque le débit de vapeur est nul.

Le rendement thermique est 26,5 pour cent, lorsque l'on utilise la condensation simple, avec de la vapeur à une pression relative de 545 livres par pouce carré (38 kg/cm²) condensée à la pression absolue de 1,5 pouce de mercure (37,6 mm Hg). Il

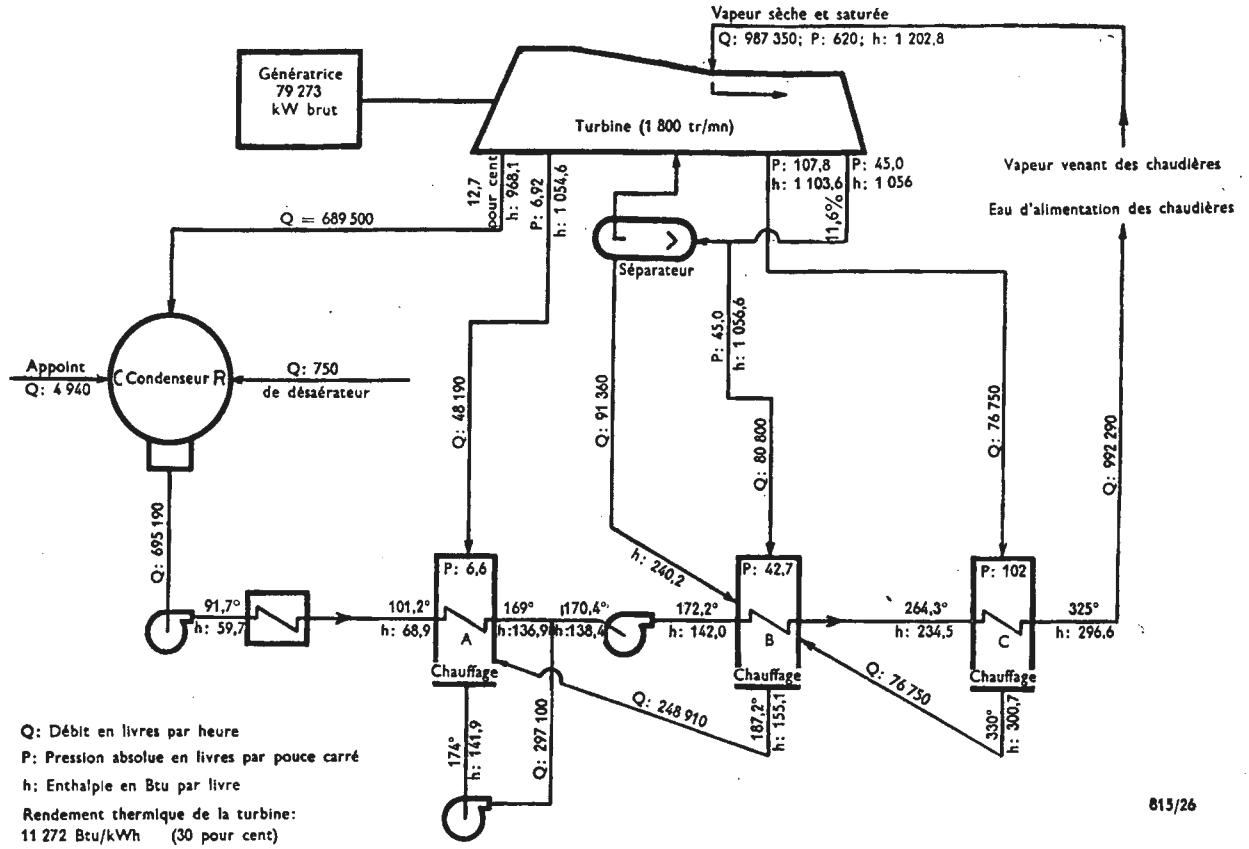


Figure 26. — Bilan thermodynamique.

N. B. — La disposition de cette figure n'a pas permis d'indiquer les équivalences des mesures en unités métriques.

est porté à 29,5 pour cent avec une utilisation à récupération du type déjà décrit. Il est intéressant de noter que, étant donné les très faibles pertes thermiques de la pile et de ses accessoires, le rendement de la turbine, compte tenu de ses dispositifs auxiliaires, peut être considéré, en pratique, comme le rendement thermique de l'installation dans son ensemble.

La consommation des différentes parties de la centrale est de 6 000 kW pour l'appareillage nucléaire et de 3 500 kW pour le turbo-alternateur; le principal poste de consommation de l'appareillage nucléaire est l'alimentation des quatre pompes des circuits de refroidissement, avec 4 800 kW. Pour les auxiliaires du turbo-alternateur, la consommation principale est celle des pompes de circulation du condenseur principal, avec deux fois 900 HP (670 kW). Ces pompes opèrent à une hauteur de charge beaucoup plus importante que dans les cas habituels, à cause des servitudes du terrain et du niveau de la centrale imposé par les crues éventuelles de la rivière Ohio, en cet endroit.

Le turbo-alternateur, d'un type pouvant fonctionner en plein air, est placé sur une plateforme sous laquelle sont logés le condenseur et les appareils auxiliaires. Une grue à portique permet la manutention de l'équipement du turbo-alternateur pour l'entretien. Le transformateur principal et les transformateurs auxiliaires de l'installation sont placés au sol du côté du hall de la turbine faisant face à la rivière. Dans le but de protéger le turbo-alternateur et le personnel des effets d'un incendie éventuel de l'huile des transformateurs, on les a isolés de la turbine par un écran thermique.

Les barres de distribution de la centrale, destinées à alimenter les auxiliaires de l'installation nucléaire et du groupe turbo-alternateur, sont disposées en quatre groupes : deux, alimentés séparément par les secondaires d'un transformateur relié aux bornes de la génératrice principale, et deux, alimentés séparément par les secondaires d'un transformateur branché sur la barre de 138 kV. Chacune des quatre pompes du circuit de refroidissement primaire est alimentée par l'un des quatre groupes et l'alimentation des autres auxiliaires est répartie entre eux de façon à assurer la sécurité de fonctionnement maximum. Un groupe diesel auxiliaire d'environ 750 kW peut assurer l'alimentation des organes essentiels dans le cas extrême d'une panne partielle ou totale des autres sources d'énergie. Ces organes essentiels commandent les pompes du réfrigérant pour évacuer la chaleur après arrêt de la pile, l'éclairage de secours, la recharge des batteries d'appoint et le moteur de lancement du turbo-alternateur.

En plus des dispositifs décrits ci-dessus, il y a un

certain nombre de canalisations directes entre le groupe turbo-alternateur et les parties nucléaires de l'installation : pour assurer l'alimentation en eau pour le remplissage, le refroidissement et autres usages partant du bâtiment du turbo-alternateur, pour le passage des lignes des téléphones et interphones, et celui des lignes de distribution d'électricité pour le fonctionnement des machines et l'éclairage principal ou l'éclairage de secours.

On a prévu une seule salle de commande où sont centralisées la conduite de la pile et de ses auxiliaires, celle du turbo-alternateur et celle des circuits extérieurs de distribution d'électricité. Les circuits électriques principaux et les tuyauteries de vapeur et d'eau seront schématisés sur les tableaux de commande, avec indication des appareils, des circulations, des interrupteurs, des vannes, repérés par des voyants lumineux. On considère que c'est là une précaution de sécurité qui diminue le nombre des erreurs de fonctionnement et qui permet à l'opérateur de se rendre compte d'un coup d'œil du fonctionnement de la station.

IX. Réseau de distribution d'énergie électrique

Le réseau de la Duquesne Light Company est un réseau de type métropolitain desservant 816 milles carrés (2 100 km²), y compris la ville de Pittsburgh. La capacité de distribution du réseau avant l'installation de la centrale de Shippingport était de 1 207 000 kW. Le réseau de transport comprend des lignes de 138 et de 69 kV, avec des lignes de distribution basse tension de 22, 11 et 4 kV. Les abonnés industriels importants sont reliés au réseau 69 kV, les abonnés industriels moins importants au réseau de distribution à basse tension.

Ce réseau est normalement intégré à un réseau d'interconnexion de 32 millions de kilowatts, couvrant entièrement la région centre-est des États-Unis d'Amérique. Pour pouvoir mettre en réserve une capacité suffisante de distribution, chaque réseau doit avoir une réserve minimum de 10 pour cent de sa puissance totale installée. La Duquesne Light Company est rattachée au réseau général d'interconnexion par deux lignes, l'une à 69 kV et l'autre à 132 kV, d'une capacité de distribution totale de 130 MW.

La réserve de puissance est susceptible de remplacer la production de la plus grande centrale qui, au début du fonctionnement de Shippingport, sera de 150 MW. Sur ce total, 100 MW représentent la réserve de fonctionnement du réseau de la Duquesne Light Company, les 50 MW restant étant fournis en cas de nécessité par le réseau général d'interconnexion. D'autre part, ce réseau peut restituer 50 MW au réseau général en cas de panne des réseaux connectés. La capacité de production de Shippingport étant inférieure à la réserve de fonctionnement du réseau, la mise hors réseau de la centrale, s'il fallait obligatoirement l'arrêter, ne pose pas de problème sérieux pour le réseau.

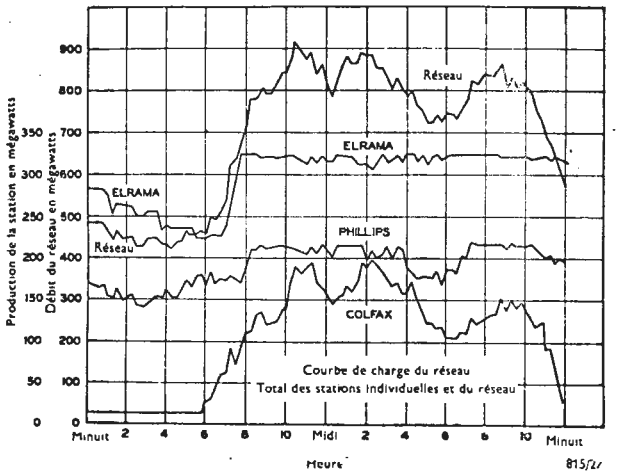


Figure 27. — Enregistrement journalier type.

Les caractéristiques de charge du réseau sont intéressantes dans la mesure où elles ont influencé la conception de la station de Shippingport : l'utilisation normale de la charge quotidienne se déduit de la charge maximum supportée par le réseau dans la journée en fonction des charges industrielles importantes. La charge de nuit minimum d'un jour de semaine est environ 50 pour cent de la charge maximum de jour et la charge minimum de fin de semaine est 42 pour cent de la charge maximum. Les grosses charges industrielles consomment environ 55 pour cent de la production; elles correspondent à plusieurs trains continus de laminoirs et quelques grands fours électriques. Il en résulte une charge très fluctuante et une demande variable. Pour satisfaire ces exigences de charge, la production du réseau doit pouvoir varier rapidement de 60 à 80 MW à de fréquents intervalles. La figure 27 illustre un emploi type de la charge journalière.

Les différentes stations et les alternateurs d'une de ces stations ont, dans le réseau, une charge assignée en accord avec les dépenses en combustible qu'ils représentent. En s'en tenant rigoureusement à ce tableau de mise en service, qui fournit les plus basses dépenses en combustible par kWh produit, on est conduit à faire absorber les variations de charge, pendant les heures de pointe, par les alternateurs ou les stations de moins bon rendement, les centrales de base à plus haut rendement servant, suivant les besoins, pendant les heures creuses. Il est donc nécessaire que tous les alternateurs en fonctionnement puissent participer à réduire la charge du réseau. Cette exigence devient essentielle quand on envisage une extension future du système. Quand on ajoute des centrales nouvelles et de meilleur rendement, les centrales anciennes qui, initialement, fonctionnaient comme centrales de base, sont utilisées en période de pointe et participent ainsi de façon plus satisfaisante à la réduction de charge.

La variation réelle de la production d'une station qui doit s'adapter à la charge du réseau s'obtient par commande automatique. Les variations rela-

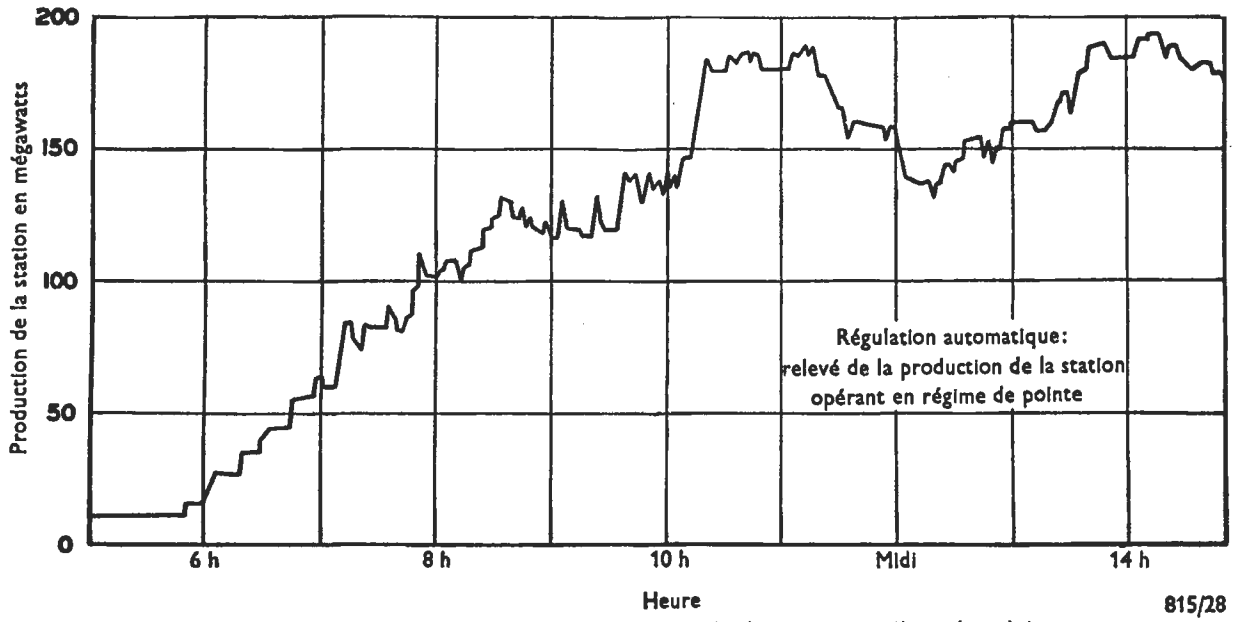


Figure 28. — Production d'une station avec régulation automatique de pointe.

tives de puissance dans la ligne de jonction sont téléaffichées au poste central de commande du réseau, comparées aux valeurs correspondantes prévues sur le tableau de charge; leur écart provoque l'augmentation ou la diminution de la production des groupes turbo-alternateurs jusqu'à équilibre des charges. L'appareillage de réglage automatique de la production répartit les variations de charges d'après le tableau de mise en charge établi en fonction des dépenses en combustible. La figure 28 montre le réglage automatique de la production d'une centrale de pointe pendant une partie d'un jour type.

Les situations critiques sont normalement dues à une insuffisance de production, à la rupture d'une ou de plusieurs lignes de jonction ou à une panne de secteur. Il se produit alors une variation brutale de production qui peut atteindre la charge de la plus grande centrale, et s'accompagne souvent d'une variation de vitesse provoquant une rapide réaction du régulateur. Toutes les centrales en fonctionnement dans le réseau doivent pouvoir, sans difficulté, encaisser cette variation des charges.

L'adjonction à un tel réseau d'une centrale comme celle de Shippingport implique plusieurs conditions. En général, la centrale ajoutée doit participer comme toutes les autres aux demandes d'énergie et fournir des kilovoltampères proportionnellement à sa capacité de production. Ainsi aucune installation énergétique (piles ou chaudières classiques) ne doit gêner l'équilibre des charges à l'intérieur de limites fixées. Sinon, il faudrait installer une centrale auxiliaire pour compenser les écarts.

En outre, les caractéristiques imposées au projet de Shippingport nécessitent de chiffrer les idées exposées ci-dessus. Les paramètres relatifs aux impératifs fondamentaux sont :

1. Les caractéristiques globales de l'adaptation aux modifications de charge doivent être égales, en moyenne, à celles d'une centrale thermique classique à chaudières haute pression;

2. La partie nucléaire doit réagir à la demande de puissance suivant des caractéristiques permettant un fonctionnement stable lorsque le réseau se trouve en situation critique d'amplitude normale;

3. L'étendue de variation de la charge et la vitesse de réaction aux variations de charge doivent rendre possible l'emploi de la centrale nucléaire dans la régulation de la production des autres centrales du système.

Les normes critiques sont les suivantes :

1. Panne de la plus grande centrale en fonctionnement dans le réseau fonctionnant sous l'interconnexion. Cette centrale est la « Phillips n° 4 » et fournit environ 15 pour cent de la production maximum du réseau. Dans ce cas, Shippingport doit augmenter sa production de 15 pour cent, soit 15 MW.

2. Rupture d'une ligne de jonction sous pleine charge, ou panne d'une des plus grandes sous-stations. Cette circonstance critique entraîne la perte de 100 à 125 MW et Shippingport doit réduire sa production d'environ 12 pour cent, soit 12 MW.

Les normes de variation normale de charge sont :

1. Variation de 10 pour cent de la charge régulée du réseau, opérant à 50 pour cent de sa capacité. Cela entraîne une variation de charge de 20 pour cent (20 MW) pour Shippingport.

2. Variation de charge en commande automatique limitée à plus ou moins 20 MW, avec une vitesse moyenne de 24 MW/mn.

3. Variation de charge en commande manuelle limitée à plus ou moins 15 MW pour changement

de secteur. En outre, la variation de charge est limitée à une vitesse moyenne de 3 MW/mn.

Les changements manuels peuvent se faire à la vitesse de 3 MW/s, les variations automatiques au plus à 0,4 MW/s, soit 24 MW/mn. La différence entre les temps de réaction au contrôle manuel et au contrôle automatique, donnent au contrôle automatique la possibilité de couvrir un plus large intervalle.

X. Fonctionnement de la centrale de Shippingport

La conception de Shippingport répond aux conditions précédentes. Les caractéristiques de variation de charge globales de la station sont comparables à celles d'une centrale pourvue d'un équipement classique. La pile proprement dite, avec son coefficient négatif de réactivité pour la température, est autostabilisatrice par nature et possède une stabilité aux modifications de charge supérieure à celle des équipements classiques à charbon.

La station utilise son dispositif de réglage automatique entre 20 et 100 pour cent de la pleine charge. En fonctionnant entre ces limites, elle pourra suivre les variations de marche de l'exploitation courante, à une vitesse globale moyenne de 3 MW/mn, et supporter des oscillations maximum de charge de 20 MW à une vitesse de 24 MW/mn. Elle sera aussi susceptible de prendre proportionnellement sa part des sauts brusques de charge imposés aux diverses stations par les aléas du réseau.

Les exigences de démarrage ou d'arrêt soutiennent favorablement la comparaison avec celles d'une centrale classique. Le temps de mise en marche de la centrale démarrant à froid est d'environ 3 h 30 mn; après un arrêt d'une nuit, il faudra 1 h 45 mn pour arriver au même point. Un ensemble classique de cette puissance réaliserait ces montées en 5 h 30 mn et 2 h 30 mn respectivement. Le temps nécessaire pour stopper l'ensemble nucléaire ou l'ensemble classique est naturellement le même. Néanmoins, on doit prévoir dans la station nucléaire l'extraction de la chaleur résiduelle de la pile après arrêt.

Ces exigences et les caractéristiques de modification de charge que l'on vient de décrire montrent que la centrale nucléaire, bien qu'elle diffère sur plusieurs points des centrales classiques, ne présente pas de caractéristique qui limite son aptitude à fonctionner aussi bien comme centrale de base que comme centrale de pointe dans le réseau.

La radioactivité exige l'établissement d'une protection autour de l'installation nucléaire. Cette protection et la présence de contamination radioactive après l'arrêt compliquent l'entretien de cette partie de la centrale. La protection a été conçue de façon à permettre l'entretien courant de certaines parties de la centrale, les autres restant en fonctionnement. Pour toutes les parties dont l'entretien nécessite l'arrêt de l'installation, le moment le plus propice pour entreprendre les décontaminations nécessaires, le petit entretien et la remise en service est la période creuse de fin de semaine.

Le programme expérimental arrêté pour les cinq premières années de fonctionnement empêchera probablement l'utilisation maximum de la station à cause des réductions de production qui seront nécessaires pour mener à bien certaines recherches et expérimentations. Ce programme a été établi pour déterminer les caractéristiques de la station tout entière, fournir des renseignements détaillés sur son milieu actif et son appareillage et déterminer les dépenses de fonctionnement.

XI. Personnel nécessaire

Un tableau préliminaire des besoins en personnel de la centrale nucléaire de Shippingport a été dressé. A titre de comparaison, on indique le personnel d'une centrale classique de 100 MW à une seule chaudière et à une seule turbine, mise en service à la Duquesne Light Company, le 3 avril 1952.

	Centrale classique	*Centrale électronucléaire de Shippingport*
Contrôle	11	11
Fonctionnement	27	48
Protection	4	10
Secrétariat	1	7
Entretien	8	14
Bâtiments et chantiers	5	12
Parc à combustible et cendres	6	0
Ingénieurs d'essais	1	9
Chimistes (tous grades)	1	9
Cuisiniers et aides-cuisiniers	0	5
Téléphonistes	0	5
TOTAL	64	130

Si cette centrale était une centrale normale, et non une centrale prototype avec les servitudes inhabituelles qu'imposent essais, recherches, études et sécurité, les effectifs de l'installation pourraient être réduits à 81 en éliminant :

Protection	5
Secrétariat	6
Chimistes (y compris le chef chimiste)	9
Entretien	6
Ingénieurs d'essais	6
Bâtiments et chantiers	7
Cuisiniers et aides-cuisiniers	5
Téléphonistes	5
TOTAL	49

Les effectifs ainsi estimés sont modérés, car on a conservé une marge pour tenir compte de l'absence d'expérience dans le fonctionnement d'une centrale nucléaire de cette importance. Il nous semble que ce tableau préliminaire prévoit des effectifs suffisants pour en assurer le fonctionnement et la surveillance constante par des spécialistes

nucléaires entraînés. Il est raisonnable de penser que le fonctionnement, la mise au point des techniques de marche et d'entretien, permettront de ramener cet effectif à celui d'une centrale classique à charbon et, peut-être, de le réduire légèrement.

XII. Programme de formation de spécialistes

Pour former le personnel de Shippingport au fonctionnement entièrement nouveau d'une pile, un programme a été établi qui débutera environ deux ans avant que la centrale ne commence à fonctionner. Ce programme comprend des travaux théoriques et pratiques.

Le programme théorique porte sur la physique nucléaire, la technologie des piles, la radio-chimie, le contrôle chimique de la pile, le service sanitaire, le service de sécurité.

Le reste de ce programme de formation est conçu pour assurer au personnel une expérience pratique en ces matières, et ajoute à l'étude du fonctionnement d'une pile réelle celui d'une installation classique.

Ce programme de formation suppose qu'une partie au moins du personnel a déjà, en sus de sa qualification propre, un certain entraînement, et ne vise qu'à assurer la formation complémentaire nécessaire. De fait, la plupart du personnel choisi était déjà au moins partiellement formé, on n'a donc pas jugé utile de reprendre cette formation.

Ce programme est conçu pour assurer à chacun des employés tout ce qui est nécessaire à son travail. La formation minimum comprend un cours de protection sanitaire contre les rayonnements et un cours de sécurité. Les cours sont conçus pour couvrir tous les besoins particuliers à chaque cas.

PARTIE C. — STRUCTURE DU MILIEU ACTIF

XIII. Généralités

Un des chapitres les plus importants de l'étude des piles productrices d'énergie est l'étude du cœur de la pile. Le cœur d'une centrale nucléaire doit pouvoir résister aux effets mécaniques, hydrauliques et thermiques qui lui sont imposés en régime stable, en régime variable, ou en cas d'accident dans la mesure où l'on peut les prévoir. On énumère ci-dessous quelques-uns des problèmes techniques qui se posent lors de l'étude du cœur d'une pile à eau sous pression. On étudie et on compare les caractéristiques fondamentales mécaniques, hydrauliques et thermiques du cœur fonctionnant en régime stable et en régime variable. Pour plus de clarté, le chapitre suivant a été divisé en deux : conditions mécaniques, et conditions thermiques et hydrauliques. Il faut insister sur le fait que, dans la pratique, le projet d'un milieu actif ne peut être arbitrairement divisé en un certain nombre de parties indépendantes et que la seule façon satisfaisante de faire cette étude est d'établir un équilibre judicieux entre les exigences nombreuses et quelque peu contradictoires qu'il implique.

XIV. Examen des conditions mécaniques

L'étude de la structure mécanique du cœur d'une pile à eau sous pression couvre un nouveau champ de la technique, encore très mal connu. Comme le milieu actif d'une pile ne se prête pas à un entretien dans les conditions habituelles aux équipements classiques de transfert de chaleur, il doit, obligatoirement, être simple, robuste et pouvoir supporter de difficiles conditions de travail. Si un soin attentif n'est pas porté dès le départ aux concepts de base de la structure du cœur, on risque fort d'aboutir à une étude compliquée, avec des limites étroites, l'obligation de fabriquer de nombreuses petites pièces de précision et un travail d'usinage excessif. Il est probable que les cœurs ainsi réalisés n'auraient pas une résistance mécanique correspondant à la durée dont les progrès de la physique nucléaire, tels que le réglage par « poisons consommables », indiquent maintenant la possibilité.

De nombreux facteurs affectent la structure mécanique du cœur. Alors que les considérations techniques du transfert de chaleur classique sont généralement applicables au cœur, un bon nombre de critères fondamentaux, énumérés ci-dessous, interviennent en particulier dans son étude mécanique :

a) Combustible, géométrie des éléments combustibles, groupage des éléments combustibles;

b) Étude des circulations;

c) Types du réglage mécanique que l'on doit utiliser, ses mécanismes d'entraînement, et nécessités d'entretien de ces mécanismes;

d) Méthode de rechargement; rechargement du cœur soit par cartouches, soit avec un certain nombre de pièces distinctes séparées; savoir à quel point il est nécessaire d'ouvrir le caisson pour accomplir les opérations de rechargement;

e) Quantité et type des instruments de mesure nécessaires.

L'examen de ces conditions, à son tour, réagit sur l'étude du caisson dans lequel le cœur doit être installé. En plus des facteurs ci-dessus, il faut aussi résoudre le problème qui consiste à donner au cœur, dans le projet, des possibilités suffisantes d'adaptation, qui permettent d'effectuer les modifications dictées par les résultats des essais hydrauliques, thermiques, mécaniques ou physiques.

On décrit ci-dessous l'influence des paramètres précédents sur les différentes parties de la pile, c'est-à-dire la disposition des cartouches actives, le bâti de soutien du milieu actif, les barres de réglage et leurs mécanismes d'entraînement, les instruments de mesure qui concernent le cœur, la cuve de la pile et son système de fermeture, et enfin l'appareillage de rechargement.

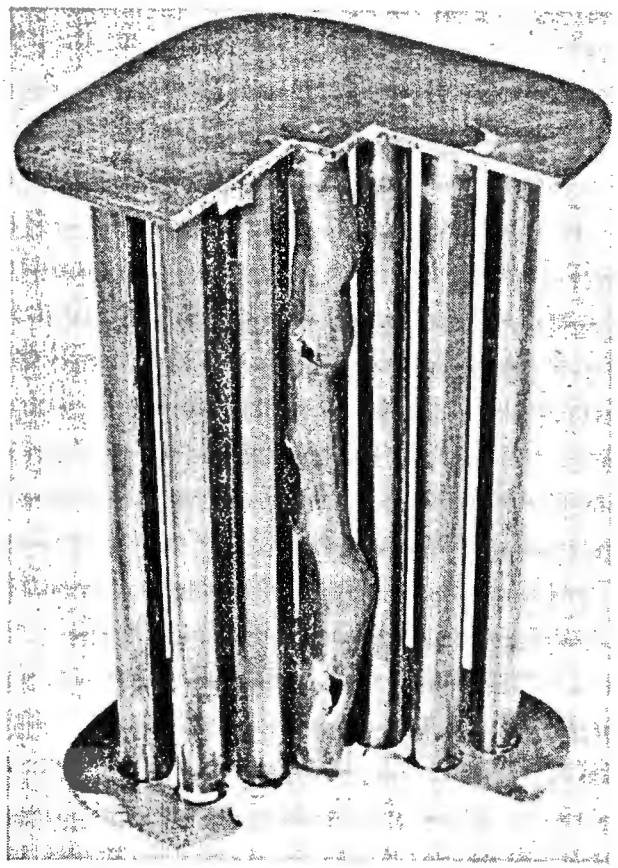


Figure 29. — Détérioration d'un barreau d'uranium naturel avec un gainage intentionnellement défectueux, après séjour expérimental dans l'eau chaude.

Disposition des cartouches actives

Le cœur, ou milieu actif de la pile, se compose normalement de cartouches de combustible en uranium, autour desquelles circule le réfrigérant. Le choix des substances entrant dans la fabrication des cartouches est avant tout déterminé par des considérations métallurgiques et nucléaires. Cependant, pour la forme et l'assemblage de ces organes, on doit tenir compte des facteurs hydraulique et thermique comme des conditions nucléaires et mécaniques. Le rapport entre les quantités de métal et d'eau que souhaitent les physiciens peut avoir pour conséquence un cœur insuffisamment robuste, et on doit donc faire, lors de l'établissement du projet, un certain nombre de compromis. La forme et l'espacement des pièces actives doivent tenir compte d'un facteur important parmi beaucoup d'autres : la déformation ou la rupture de la pièce peuvent-elles obstruer le passage du réfrigérant, entraînant ainsi la détérioration, par refroidissement insuffisant, des éléments voisins, qui à leur tour provoqueraient eux aussi d'autres détériorations? Ce type d'accidents est appelé parfois « détérioration progressive ». La seule méthode analytique ne suffit pas à déterminer si la forme de la pièce active est bien adaptée. C'est pourquoi on a essayé ces ensembles à la fois hors de la pile et dans la pile, dans les conditions réelles de débit, de température, de pression et de flux de neutrons. Lors des essais effectués dans la pile, on a introduit volontairement une ou plusieurs pièces défectueuses du point de vue mécanique, pour déterminer si la détérioration progressive pouvait se produire. Ces essais sont, dans une certaine mesure, coûteux et longs, mais on pense qu'ils sont pleinement justifiés et que, tout compte fait, ils permettront de réduire les dépenses totales, puisqu'ils fournissent la preuve la meilleure de la validité de l'arrangement des pièces actives. On voit, à la figure 29, un exemple de détérioration d'un barreau d'uranium naturel, gainé intentionnellement de façon défectueuse, après essai de corrosion par l'eau chaude.

Dans le choix final de la forme de la pièce active, on doit s'efforcer d'utiliser des formes ne nécessitant qu'un minimum d'usinage, faciles à gainer pour éviter la libération des produits de fission radioactifs et se prêtant à un assemblage satisfaisant. Les formes en plaques, barres ou rubans, semblent particulièrement heureuses. On voit, à la figure 30, quelques formes types des pièces actives. C'est ainsi que, selon la température de transformation du combustible, des plaques de 30 à 100 millièmes de pouce (0,76 à 2,54 mm) munies de canaux pour le passage du réfrigérant sont dans des limites tout à fait intéressantes. Comme nous l'avons indiqué dans un chapitre précédent, les pièces actives de PWR se composent : de plaques de 0,08 pouce (2 mm) d'uranium très enrichi avec des canaux de refroidissement de 0,08 pouce, et d'éléments de récupération en forme de barreaux de 0,413 pouce de diamètre extérieur (10,5 mm) placés en réseau au pas de 0,468 pouce (12,9 mm).

On appelle en général « cartouche élémentaire » un groupement de pièces actives avec leurs canaux de refroidissement. Ces cartouches élémentaires peuvent être de géométries variées; les sections transversales hexagonales ou rectangulaires permettent normalement des dispositions satisfaisantes. La robustesse conduit à préférer des cartouches élémentaires, où toutes les pièces sont soudées, des passages ayant été réservés pour l'écoulement du réfrigérant. Le problème se pose alors du soudage de l'ensemble, d'une bonne pénétration à la

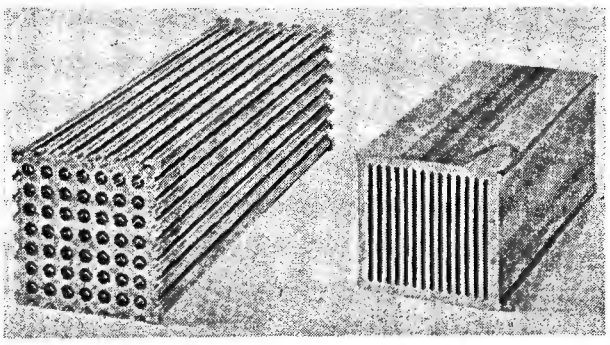


Figure 30. — Formes types des cartouches de combustible.

soudure, sans apport d'impuretés dans le matériau de gainage et sans que la zone de chauffage atteigne les matériaux qui contiennent l'uranium. Comme l'apport d'impuretés peut se faire par l'air, les soudures ont dû parfois être faites en les protégeant de l'atmosphère extérieure.

Les cartouches élémentaires peuvent être aussi assemblées mécaniquement. Cet ajustement mécanique cependant risque d'entraîner un usinage excessif des pièces actives qui doivent présenter des attaches de fixation mécanique. De plus, on exige des tolérances de cote très faibles pour que les ajustages soient serrés, et que les pièces ne puissent vibrer ni se corroder par érosion ou fissuration. On doit également prévoir dès le projet le remplacement d'une ou de plusieurs pièces actives qui viendraient à subir une détérioration prématurée, sans que ce remplacement oblige à mettre au pilon la cartouche complète à laquelle elles appartiennent.

La division du cœur en un certain nombre de cartouches facilite sa fabrication et sa manutention. De plus, l'utilisation d'orifices dans ces cartouches donne un moyen commode de contrôler le débit du réfrigérant en différents points du cœur.

Dispersées parmi les cartouches actives, on trouve un certain nombre de barres qui permettent de rester maître de la réaction en chaîne dans la pile. Ces barres de réglage se composent de corps absorbeurs de neutrons, tels que le cadmium, le bore, le hafnium. La forme et le nombre de ces barres de réglage et leur position, déterminés par des considérations nucléaires, jouent un rôle important dans la disposition d'ensemble des cartouches actives. Ces barres affectent également le diamètre hors-tout du cœur, puisqu'on doit prévoir un espace supplémentaire pour les y loger.

Structure du milieu actif

Les méthodes utilisées pour recharger le cœur et remplacer une cartouche active défectueuse après que le cœur a été mis en place imposent, dans une large mesure, la forme du support utilisé. Si le cœur ne doit pas être rechargé en totalité, les cartouches sont normalement rangées dans un casier en acier inoxydable, constitué par un cylindre qui prend appui sur un épaulement de la cuve de pression, par une plaque d'embase dans laquelle viennent se loger les extrémités des cartouches et, à la partie supérieure, par une grille-support munie d'un système de fixation qui assure le maintien en place des cartouches. Ce casier peut être bloqué par un cylindre pincé entre la bride supérieure du casier et le chapeau du caisson de pression. Un ressort Belleville compense, au cours du fonctionnement, les tolérances de cote et les dilatations différentielles respectives des différents matériaux utilisés dans le cœur. Au-dessus du casier, on a dû prévoir un bâti pour guider les arbres d'entraînement des barres de réglage et protéger ces barres contre les forces hydrauliques qui se manifestent lorsque les barres sont partiellement ou totalement retirées du cœur.

Si le chargement s'effectue en un seul bloc, la construction peut être quelque peu différente. Dans ce cas, les cartouches élémentaires peuvent être fixées directement à la plaque inférieure et à la plaque-support supérieure, sans qu'il soit nécessaire d'utiliser un cylindre pour relier les deux plaques. On doit prévoir dans ces plaques les entrées et sorties du réfrigérant. Au-dessus de la plaque-support supérieure, on doit prévoir un bâti cylindrique contenant les guides des barres de réglage et les pièces qui les protègent des courants transversaux. On est ainsi conduit à construire un bâti rigide à l'intérieur duquel on peut réaliser des alignements qu'il est facile de maintenir avec une précision acceptable pendant le fonctionnement réel du cœur. Ce rechargement en bloc devient cependant impraticable avec des cœurs de grandes dimensions à cause de l'épaisseur du bouclier de protection, du poids et de la taille de l'appareillage de rechargement et des problèmes de transport qui en résultent. En outre, cette structure ne se prête pas à un entretien facile, car on ne peut retirer une pièce active défectueuse sans retirer le cœur tout entier. Dans PWR, le cœur est réalisé de sorte que n'importe quelle cartouche élémen-

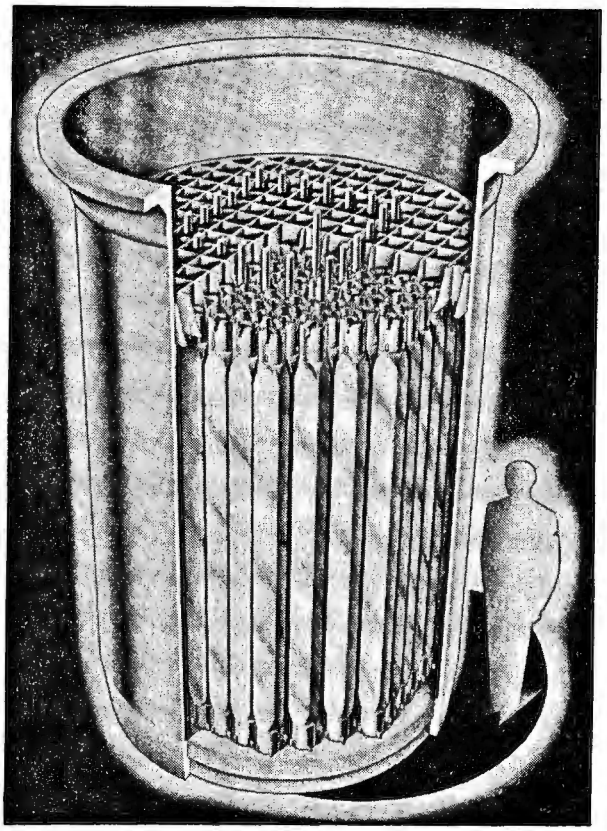


Figure 31. — Perspective avec arrachement montrant l'intérieur du cœur de PWR.

taire peut être retirée par les petits orifices ménagés dans le chapeau du caisson de pression, comme il sera exposé plus loin. De plus, la réalisation technique est telle que, si on le désire, on peut retirer le cœur en bloc et l'envoyer dans la zone d'entretien, l'enlèvement et le transport étant effectués sous l'eau. On voit (fig. 31) une coupe perspective du cœur de PWR, qui montre les éléments de sa structure interne.

Un facteur important de la structure d'ensemble de la pile concerne la nature de l'écoulement : il peut être à passage simple ou à passages multiples. Du point de vue thermique, un écoulement à double passage a des avantages par rapport à un écoulement simple : pour une surface donnée de transfert de chaleur, la puissance désirée peut être fournie par un débit inférieur, s'élevant à environ 60 pour cent de celui que nécessite une traversée unique du cœur. Mais, les déflecteurs nécessaires au double passage augmentent la complexité du cœur, si bien qu'on doit établir un bilan entre la complexité mécanique et le rendement thermique. On ne saurait assez souligner l'importance qu'il y a de réduire les complications mécaniques. Étant donné les possibilités métallurgiques et nucléaires actuelles, d'augmenter la longévité du cœur, et à moins que l'on ne puisse obtenir des milieux actifs simples et mécaniquement robustes, ce seront des considérations d'ordre mécanique plutôt que d'ordre physique qui limiteront la durée de vie d'un cœur. En ayant bien ces critères présents à l'esprit, on a choisi, pour PWR, un premier cœur à passage simple, et on a cherché à réaliser une construction entièrement soudée qui ne comprend pratiquement aucune fixation mécanique, sauf pour le verrouillage individuel des cartouches. L'expérience acquise dans les diverses techniques devrait permettre d'installer, dans PWR, des cœurs de type différent présentant de nettes améliorations.

Dans l'étude des bâtis de soutien du cœur, on doit aussi fixer son attention sur le problème du refroidissement. Les rayons gamma émis par le milieu actif provoquent, en passant dans les matériaux du bâti, un dégagement de chaleur interne, et, si on ne prévoyait pas un refroidissement convenable, il y aurait d'importantes contraintes thermiques entraînant des déformations qui amèneraient des coincements, un mauvais fonctionnement des barres de réglage, et empêcheraient le défournement des cartouches. Le dégagement de chaleur dans les pièces du bâti a été déterminé par des études analytiques, basées sur des expériences de montée à l'état critique, effectuées sur des modèles réduits réels de la pile.

Les barres de réglage et leurs mécanismes d'entraînement

Le réglage des piles utilisant l'eau comme réfrigérant est normalement assuré par des barres de réglage qui se déplacent à la fois dans le cœur et hors du cœur. Le réglage dépend, dans une large mesure, pour un milieu actif donné, de son chargement en uranium. Lorsqu'on détermine la forme, le nombre et l'emplacement des barres de réglage, de nombreux facteurs entrent en jeu. Le projet final s'achève habituellement par un compromis entre tous ces facteurs. Quelques-uns de ces facteurs sont :

1. La barre de réglage doit avoir une résistance de structure suffisante, et les différences des températures qu'elle supporte, ne doivent provoquer aucune déformation.

2. L'espace que le retrait de la barre de réglage libère dans le cœur doit être d'une épaisseur telle qu'il empêche la création d'un flux de neutrons de valeur excessive dans cette zone. On y arrive quelquefois en fixant à l'extrémité de la barre de réglage un corps non ralentisseur, ayant une faible section efficace, qui prend la place de la barre de réglage lorsqu'elle est relevée. Ces prolongements sont quelquefois appelés « queue de la barre de réglage ». On peut objecter que ce montage nécessite des caissons plus grands, des déflecteurs et des guides supplémentaires, ce qui tend à compliquer l'ensemble du projet de la pile.

3. Le nombre des barres de réglage doit être tel qu'il puisse être logé dans le cœur et que le chapeau du caisson de la pile offre un espace suffisant pour permettre les entrées nécessaires à leur mouvement. Du point de vue de l'entretien, il est souhaitable de pouvoir extraire une barre de réglage en la faisant passer par son orifice d'entrée, si bien que, simultanément ou non, la taille, le nombre et l'emplacement de ces barres dans le cœur sont limités par le nombre des orifices qui peuvent être percés dans le chapeau du caisson de la pile.

4. De l'examen des conditions de sécurité, on déduit qu'il faut prévoir un nombre de barres de réglage supérieur au nombre déterminé par les considérations nucléaires pour tenir compte du cas où un ou plusieurs de ces éléments fonctionneraient mal. Par exemple, il faudrait que la pile puisse s'arrêter lorsque l'une au moins des barres, et de préférence plusieurs d'entre elles, sont placées dans leur position de moindre efficacité.

5. Les entre-axes des orifices de pénétration voisins, situés sur le chapeau du caisson, doivent permettre le logement des mécanismes d'entraînement des barres de réglage.

6. La forme de la barre de réglage doit être telle qu'elle puisse être ajustée, soit à l'intérieur d'une cartouche, soit entre deux cartouches voisines. Si le dessin d'une cartouche ne se prête pas à une forme raisonnable de barre de réglage, il devient nécessaire de modifier ou même de changer radicalement la configuration de la cartouche.

7. Les barres de réglage doivent fonctionner de préférence dans des sortes de canaux fermés, de façon que l'on puisse régler convenablement la circulation du réfrigérant autour d'elles et les guider dans le cœur. On donne habituellement aux barres de réglage une longueur égale à celle du cœur; à sa partie supérieure, chaque barre est

fixée à un axe qui traverse le caisson de la pile et aboutit à un mécanisme d'entraînement destiné à assurer le mouvement des barres dans le cœur et à l'extérieur. Cet axe se déplace dans des joints tubulaires encastrés dans les tubes-guides du bâti de soutien décrit précédemment.

Les problèmes liés à la mise au point des mécanismes d'entraînement des barres de réglage se réduisent, en dernière analyse, à un seul : la sûreté de fonctionnement. On peut utiliser des mécanismes de principes très différents. Mais la plupart d'entre eux impliquent l'utilisation, à la sortie de l'axe, de presse-étoupes et de leurs accessoires, pour éviter des fuites de réfrigérant. Pour éviter ces systèmes de joints plutôt compliqués et de sûreté contestable qui nécessitent un entretien considérable, on s'est efforcé de mettre au point des mécanismes qui puissent être placés dans des carters complètement soudés, ouverts sur l'intérieur de la cuve. Ces carters sont soudés aux ouvertures pratiquées dans le chapeau du caisson et on doit prendre soin d'assurer leur alignement convenable. De tous les mécanismes ainsi étudiés, un type qui a été vraiment satisfaisant comprend : un moteur à rotor blindé et à réluctance variable, entraînant une vis-mère à l'aide d'un écrou à billes, ou de bras télescopiques à écrou à billes. La vis-mère est reliée directement ou indirectement, par un dispositif à gachette à la barre de réglage. Ces mécanismes permettent l'introduction et le relevage des barres de réglage à différentes vitesses et la chute rapide des barres par l'action d'un ressort, en cas de nécessité, (par exemple le manque d'électricité). Si l'un des mécanismes fonctionne mal, on peut facilement l'enlever d'un seul bloc, en découpant un joint soudé au sommet de son carter. On peut alors le remplacer par un nouveau mécanisme. En prévoyant des entraînements individuels et autonomes pour chaque barre de réglage, on peut obtenir la sûreté et la souplesse maxima. Le cœur de PWR est pourvu d'entraînements individuels pour chaque barre de réglage et ces mécanismes peuvent être facilement retirés pour l'entretien, si nécessaire.

Le fait que les mécanismes d'entraînement des barres de réglage doivent fonctionner dans l'eau chaude, sans autre lubrifiant, rend le problème de l'étude des mécanismes et des matériaux assez difficile. Les lubrifiants organiques ne sont pas jugés acceptables, car ils ont tendance sous irradiation à former des boues, et peuvent constituer un dépôt à la surface de transfert de chaleur de la pièce active. Ces mécanismes doivent avoir une haute résistance à la corrosion et à l'usure et ne pas être sensible à une corrosion de fissuration. On a donc effectué un grand nombre d'essais à l'autoclave à la température théorique de fonctionnement et sous les effets chimiques du réfrigérant choisi, sur les paliers et tous les autres organes du mécanisme. On a enfin procédé à des essais à l'autoclave, dans les conditions simulées de fonctionnement des mécanismes complets. C'est seulement par des programmes d'essais complets et nombreux sur prototype et organes, que l'on peut déterminer la sûreté de fonctionnement et la bonne adaptation d'un mécanisme donné. Ce procédé a été suivi dans l'étude des mécanismes d'entraînement de PWR.

Instruments de mesure concernant le milieu actif

Pour mieux connaître les piles refroidies à l'eau, il est important de pouvoir mesurer certains paramètres du milieu actif, lorsque le cœur est réellement en fonctionnement, et de les comparer avec les calculs théoriques. Les températures de la pièce active, le débit du réfrigérant qui traverse chaque cartouche, la distribution du flux et sa détection, et le repérage des cartouches détériorées, sont les mesures les plus importantes à faire, spécialement pour la mise au point d'un cœur tel que le premier cœur de PWR.

On peut mesurer la température de la pièce active en introduisant des thermocouples de petite taille dans les pièces choisies, que ce soit dans l'ensemble actif ou dans la couche de récupération du cœur. Le débit du courant qui traverse chaque cartouche peut être mesuré par des prises de pression statique et dynamique à l'entrée, et une prise dynamique à la sortie de cette cartouche. Alors que l'installation de ces thermocouples et prises de pression constitue des problèmes en eux-mêmes importants, un problème plus difficile à étudier et à résoudre est celui qui consiste à en grouper toutes les canalisations et à leur ménager un passage dans le chapeau du caisson, sans modifier l'étanchéité du système. En outre, une détérioration quelconque de cet appareillage ne doit en aucun cas constituer un danger pour le cœur. Une méthode utilisée avec succès pour le passage des canalisations à travers des parois du caisson consiste à souder chacune de ces canalisations à des bouchons qui sont à leur tour soudés aux sorties d'appareillage, ménagées dans le chapeau de la cuve de la pile.

Le problème posé par la détection de la détérioration d'une cartouche est également un problème difficile. Une méthode possible consiste à prévoir un tube de prélèvement pour chaque cartouche. Ces tubes de prélèvement sont reliés à des collecteurs placés à angle droit les uns des autres; ainsi, une modification de la radioactivité dans deux collecteurs perpendiculaires indiquera la cartouche dans laquelle la détérioration s'est produite. Il en est à peu près de même que pour la détermination de la position d'un point dans un système de coordonnées rectangulaires. Faire passer les tubes de prélèvement dans le bâti de soutien du milieu actif, les relier aux collecteurs, les faire sortir du caisson de pression, sont autant de problèmes semblables à ceux que posent les canaux de prise de température et de débit.

On peut mettre en place l'appareillage destiné aux mesures de flux de neutrons en munissant le chapeau du caisson de pression de tubes d'acier inoxydable plongeant jusque dans le cœur. On

peut ainsi retirer ou installer l'appareillage de mesure du flux de neutrons sans entraîner une baisse de pression dans l'ensemble. Il faut prévoir cependant un refroidissement approprié, pour protéger l'appareillage.

Il faut s'efforcer de faire la preuve de la sûreté de fonctionnement de l'appareillage décrit ci-dessus, avant son introduction dans un cœur donné. A cette fin, on a réalisé, en dehors de la pile, de nombreux essais portant sur des pièces des différents organes, ou sur des organes en vraie grandeur, aux pressions, températures et débits fixés par le projet. De plus, on a effectué chaque fois qu'on l'a pu des expérimentations dans la pile même. De tels essais sous rayonnements s'appliquent particulièrement à l'appareillage servant à déceler la détérioration des cartouches, ainsi qu'aux appareils de mesure du flux et de la température.

Cuve de la pile — Étanchéité

Dans une pile à eau sous pression, le cœur doit être logé dans une cuve devant supporter la pression et la température de fonctionnement, et étudiée pour résister aux radiations nucléaires provenant du cœur. La résistance à la corrosion du réfrigérant peut être réalisée en munissant l'intérieur de la cuve d'un revêtement d'acier inoxydable. Pour ce revêtement, les matériaux principaux sont : SA 302 ou SA 212 plaqué d'acier inoxydable 347 ou d'AISI 304. Des matériaux tels que SA 302, par exemple, ont été soumis à des essais de toute sorte sous irradiation dans la pile, pour déterminer la résistance de leurs propriétés physiques. Les résultats de ces essais sous irradiation ont montré que ces matériaux étaient satisfaisants pour l'emploi envisagé.

La cuve d'une pile comprend normalement un corps cylindrique avec fond hémisphérique et chapeau hémisphérique mobile. Dans l'étude de la cuve, les considérations qui suivent sont parmi les plus importantes :

1. Positions des ajutages d'entrée et de sortie et écartement angulaire minimum possible pour des ajutages de même nature. A ce propos, savoir si les ajutages d'entrée et de sortie sont de même nature, ou si les ajutages d'entrée arrivant par le fond sont fonction de l'agencement de l'installation autant que de l'étude du caisson de pression.

2. Le nombre, l'épaisseur et la disposition des boucliers thermiques qui protègent les parois de la cuve contre les rayonnements nucléaires et réduisent ainsi l'échauffement de la paroi. Ces boucliers doivent être d'épaisseur telle qu'ils puissent être refroidis pour éviter leur déformation. Pour des facilités de fabrication et d'installation, le nombre des boucliers devra être ramené au minimum. On obtient la souplesse d'emploi maximum en s'arrangeant pour rendre ces boucliers mobiles après enlèvement du chapeau du caisson et du cœur.

3. Problèmes posés par les orifices de pénétration et mode de fermeture du chapeau de la cuve de la pile. Comme on l'a indiqué précédemment, la difficulté la plus grande dans l'étude de ce chapeau est de le munir d'un nombre relativement important d'orifices assez larges pour introduire le mécanisme des barres de réglage et permettre l'extraction d'une barre de réglage et d'une cartouche. On a fait une expérience préliminaire pour fixer la valeur technique du projet en utilisant un procédé de photoélasticimétrie tridimentionnelle. Comme le coefficient de Poisson pour un modèle plastique est différent de celui de l'acier, on a fait une évaluation finale des contraintes sur un modèle à l'échelle du quart. Mais l'étude des effets des cycles thermiques sur le chapeau de la cuve, sur l'alignement des carters des mécanismes de réglage et sur l'étanchéité de la soudure du joint de fermeture, a nécessité la construction d'un prototype en vraie grandeur du chapeau et de la fermeture, et de soumettre ce modèle aux cycles thermiques. Cette maquette en vraie grandeur est aussi utilisée pour souder, dessouder, couper et ressouder le joint de fermeture dans un espace limité analogue à celui dont on disposera dans l'installation réelle, ce qui prouvera que le projet est suffisamment étudié pour contrôler les caractéristiques de fonctionnement des appareils automatiques utilisés, tels que, par exemple, les machines à dessouder, et pour entraîner les opérateurs aux manœuvres nécessaires pour installer et enlever le chapeau de la cuve.

4. Vitesses de chauffe et de refroidissement auxquels le caisson sera soumis. On espère obtenir des vitesses de l'ordre de 200 à 250 °F par heure (111 à 139 °C par heure).

5. Hauteur globale du caisson et mode de montage au sein de l'ensemble.

Le chapeau du caisson de PWR a une ouverture intérieure d'un diamètre de 109 pouces (277 cm), la conception de ce chapeau avec ses nombreuses ouvertures est donc un chef-d'œuvre de mécanique. Les essais dont il vient d'être question pour PWR ont été effectués pour vérifier la valeur de la solution retenue. Parmi les nombreux systèmes de fermeture envisagés, deux ont été choisis pour une étude détaillée. Ce sont :

1. Une fermeture boulonnée par 42 goujons de 6 pouces (15 cm) d'emploi courant dans les carters de grande turbine à vapeur;

2. Une fermeture à segments coniques, qui utilise ces segments coniques à la place des joints d'écrasement habituels dans les fermetures classiques de ce type.

Dans ces deux types de fermeture, un joint soudé assure l'étanchéité. Dans la fermeture à joint conique, le joint soudé se trouve à sa partie supérieure et consiste en une mince membrane métallique soudée au chapeau et à la cuve, et renforcée par un cerclage en acier au carbone et une paire de brides boulonnées. Dans la fermeture boulonnée, le joint soudé se trouve à la périphérie de la fermeture et consiste en un anneau flexible torique soudé au chapeau et au caisson. De ces deux conceptions

c'est la fermeture boulonnée qui a prévalu pour PWR, parce qu'elle est relativement aussi simple à étudier qu'à fabriquer et qu'elle permet une plus grande souplesse dans l'étude du cœur.

Rechargement en combustible

Nous avons déjà examiné la possibilité d'enlever les cartouches, les barres de réglage et leurs mécanismes d'entraînement, à travers des ouvertures relativement petites ménagées dans le chapeau du caisson. C'est là un point spécialement important pour une pile prototype comme PWR. Non seulement cela accroît, dans l'ensemble, la sûreté de fonctionnement et les facilités d'entretien, mais cela permet aussi de disposer et d'expérimenter, au sein du milieu actif, différents modèles de pièces actives. On pouvait également penser à enlever le chapeau de la cuve chaque fois qu'il fallait extraire une cartouche. Cette opération entraîne un arrêt prolongé de la pile, car elle oblige à couper de nombreux circuits électriques et circuits d'eau de refroidissement, à retirer un nombre appréciable de gros boulons, à dessouder un joint de 109 pouces de diamètre (277 cm) et finalement à répéter ces opérations en sens inverse.

Lorsque l'on accomplit les opérations de défournement en passant par les orifices du chapeau de la cuve, la pile est arrêtée, le système est décomprimé et refroidi à environ 200 °F (90 °C). On n'a pas voulu défourner lorsque la pile est chaude et sous pression, car il faudrait des mécanismes compliqués, des sas de pression, et l'on ne serait même pas sûr de faire une économie de temps appréciable.

Le retrait des mécanismes de contrôle est relativement simple. Le joint qui se trouve à la partie supérieure du carter du mécanisme est dessoudé, le mécanisme et la barre de réglage qu'il commande sont désaccouplés et le mécanisme est retiré en bloc. Le défournement d'une barre de réglage peut être réalisé de la même façon, sauf que, dans ce cas, à cause de sa radioactivité, elle est, soit extraite dans une hotte refroidie et protégée qui sert au transport vers le dépôt, ou vers un endroit où elle sera examinée, soit transportée directement sous l'eau à l'endroit désiré. Mais la marche à suivre pour défourner une cartouche n'est pas aussi simple. Les divers procédés possibles de défournement, la façon de concevoir et de disposer le cœur, la conception du caisson, doivent être étudiés simultanément d'après la conception initiale de la pile, si l'on désire obtenir une marche à suivre satisfaisante pour le défournement. La dimension et le nombre des orifices de défournement sont imposés par l'emplacement des régions du cœur qui doivent être desservies, par l'équipement de rechargement, et par la taille et le nombre des ouvertures que l'on peut pratiquer dans le chapeau du caisson sans compromettre son intégrité. Pour diminuer le nombre d'orifices, et partout où c'était possible, on a utilisé les orifices où passent des mécanismes de réglage comme orifices de défournement de cartouches isolées. Une courte description des opérations nécessaires pour défourner une cartouche est donnée ci-après.

Le circuit de refroidissement primaire est d'abord décomprimé et refroidi. On dessoude l'orifice particulier situé à l'aplomb de la cartouche à extraire. Un long outil est alors introduit par cet orifice pour enlever la cartouche choisie; cet outil pris dans une réserve est orienté pour enlever l'une des cartouches qui se trouvent à sa portée. La tête de l'outil, guidée à distance, s'ajuste à la cartouche, la débloque, l'élève verticalement au-dessus des autres cartouches et l'amène dans l'axe de l'orifice de rechargement ménagé dans le chapeau du caisson de la pile; dès lors, elle peut être défournée. La cartouche peut être manutentionnée, soit dans une hotte, soit sous l'eau, comme on l'a vu ci-dessus pour une barre de réglage. La longueur de l'outil, les mouvements nécessaires pour déverrouiller, défourner, déplacer et extraire de la cuve, provoquent des problèmes de forces, de moments et de rotations, de trains d'engrenages, de bras de manœuvre et d'arbres de transmission. L'étude de ces problèmes de rechargement dans PWR a été systématiquement effectuée par des essais sur maquette.

XV. Examen des conditions thermiques et hydrauliques

Le premier problème que pose le projet du cœur d'une pile est la détermination des caractéristiques de la vapeur fournie par la chaudière et de la charge de chaleur qui sera demandée à l'installation nucléaire.

Les caractéristiques de la vapeur fournie par la chaudière dans le circuit secondaire sont étroitement liées à la température et à la pression maximum de fonctionnement du circuit primaire. Pour un ensemble donné de ces caractéristiques, la température de l'eau du circuit primaire doit être suffisamment élevée pour pouvoir transmettre la chaleur fournie par les pièces actives du cœur à l'eau primaire, qui, à son tour, la transmet à la vapeur de la chaudière. A ce propos, vu la dimension et la complexité d'un équipement à haute pression et de son bouclier de protection tel qu'il existe dans le circuit primaire, on trouve que les hautes pressions de vapeur ne sont pas économiquement intéressantes pour la production d'énergie à partir de piles à eau sous pression, contrairement au cas d'une centrale thermique classique. La pression de vapeur choisie pour PWR représente un compromis entre le rendement de vapeur élevé que l'on désire obtenir et le coût des organes d'un circuit primaire à haute pression.

Une fois fixées les caractéristiques de la vapeur, les quantités de chaleur maximum que le cœur sera dans l'obligation de nous fournir en régime permanent peuvent s'établir à partir d'analyses classiques.

Critères généraux de l'étude thermique et hydraulique

L'étude thermique et hydraulique du cœur de la pile doit s'attacher non seulement aux problèmes de marche en régime et des périodes transitoires, mais aussi à toutes les conditions anormales que l'on peut prévoir. Les considérations détaillées faites sur ces problèmes sont examinées ci-après. On a effectué l'étude du milieu actif en régime stable, en supposant que la température de la surface du combustible était limitée à la température de saturation qui correspond à la pression du réfrigérant au cours du fonctionnement. On évite ainsi l'ébullition en régime. On considère, dans l'état actuel de nos connaissances, que l'ébullition est à proscrire en régime stable; l'ébullition locale ou généralisée risque de provoquer des piqûres ou un dépôt grossier à la surface des pièces actives. L'ébullition généralisée provoque en outre d'importants écarts sur la chute de pression entre les canaux chauds contenant de la vapeur et les canaux remplis d'eau plus froide, ce qui entraîne une mauvaise répartition du débit et éventuellement une détérioration, ainsi que l'instabilité du réglage. On espère que le programme d'étude systématique du transfert de chaleur, actuellement en cours, fournira des réponses quantitatives et qualitatives à ces questions, d'ici la fin de l'année. Le cœur de PWR bénéficiera avantageusement des renseignements nouveaux ainsi obtenus.

Au cours d'un accident, comme la mauvaise circulation du réfrigérant, l'ébullition est admissible autant que le permet la piqûre des surfaces, en raison de la courte durée de cette ébullition. On ne considère pas que les questions de stabilité de la pile aient une importance quelconque pendant un tel état passager, si l'ébullition est seulement locale. Débit, stabilité du réglage nucléaire et problèmes de détérioration sont des questions qui redeviennent importantes, au contraire, lors d'une ébullition généralisée. Pour terminer, la question fondamentale qui se pose lors d'un accident tel que le défaut de circulation du réfrigérant est de savoir si la détérioration se produira dans les conditions de flux de chaleur, de débit et de refroidissement de cet accident.

Ces considérations et les propriétés métallurgiques des éléments combustibles, ont conduit, pour l'étude hydraulique et thermique du cœur de PWR, aux trois critères fondamentaux que voici :

1. Il ne doit pas y avoir d'ébullition locale au point chaud du cœur en régime stable à pleine puissance.

2. Il ne doit pas y avoir d'ébullition généralisée de l'eau quittant le canal le plus chaud, lorsqu'il y a défaut de circulation du réfrigérant, afin d'éviter toute possibilité de détérioration.

3. La température interne maximum d'une pièce active ne doit pas dépasser la valeur permise par les propriétés métallurgiques et mécaniques de la substance qui contient l'uranium.

Dans l'application de ces critères à un projet de pile, on doit prendre garde à la distribution de l'énergie et aux tolérances mécaniques concernant le flux de chaleur, le débit et la perte de charge. C'est ce que l'on va examiner dans les paragraphes qui suivent.

Étude thermique du régime stable

Dans l'étude thermique d'un cœur en régime stable, pour obtenir la température maximum permise à la surface d'une pièce active, on doit tenir compte des facteurs suivants :

1. Distribution de l'énergie spécifique dans le cœur, à partir de la carte du flux de neutrons;

2. Facteurs mécaniques du canal chaud, exprimant l'influence des tolérances de fabrication et des tolérances de fonctionnement sur les caractéristiques du transfert de chaleur dans le cœur;

3. Modes de combinaison des variables des paragraphes 1 et 2 ci-dessus pour déterminer les paramètres du cœur;

4. Nombre des passages du réfrigérant pour lequel ce cœur sera conçu.

Les problèmes et les méthodes relatifs à ces facteurs sont examinés ci-après. Il faut tenir compte soigneusement de tous ces facteurs dans la préparation du projet en régime stable.

Distribution de la puissance spécifique dans le cœur

La carte de la distribution de la puissance spécifique dans le cœur résulte de la carte du flux de neutrons obtenue par des calculs et des essais nucléaires. Le flux de neutrons a une carte difficile à prévoir avant le choix précis du cœur, à cause des relations complexes qui le lient aux quantités relatives des divers matériaux placés dans le cœur et dans le réflecteur, et au nombre, à la taille et à l'emplacement des barres de réglage. Des calculs préliminaires peuvent néanmoins être effectués lors de l'étude initiale, et fournir des renseignements sur l'influence des matériaux constitutifs et des configurations des barres sur la carte du flux.

Dans une pile contenant à la fois de l'uranium naturel et de l'uranium enrichi, tel le cœur de PWR, la carte du flux doit être corrigée pour tenir compte des différences entre les sections efficaces macroscopiques des deux matériaux combustibles et en déduire la carte des puissances spécifiques. Dans ce cas particulier, on doit examiner attentivement les variations de puissance spécifique entre l'ensemble fertile et la couche de récupération pour éviter des contraintes thermiques inadmissibles dans certaines cartouches.

La figure 32 représente une courbe type de la distribution radiale d'énergie dans le cœur de PWR. A noter que la puissance spécifique est plus forte dans l'ensemble fertile, ayant une valeur supérieure à 200 W/cm^3. Dans la couche de récupération, la valeur maximum de cette puissance spécifique est environ 95 W/cm^3. Ces valeurs, évaluées lors

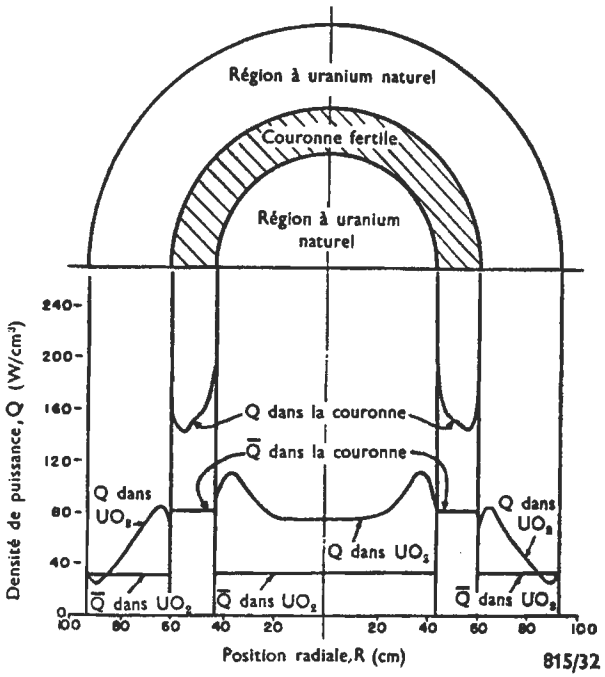


Figure 32. — Distribution radiale de la puissance spécifique pour une pile à uranium très enrichi et uranium naturel sous forme d'UO_2.

d'essais sur maquette critique, traduisent non seulement la distribution approximative du flux de neutrons, mais aussi les maxima locaux dus aux canaux à réfrigérant situés entre les cartouches et aux canaux libérés par les barres de réglage. Pour PWR, le rapport entre les productions d'énergie maxima et moyennes, évalué le long d'un rayon, est 1,15 dans l'ensemble fertile, et 1,85 dans la couche de récupération, ainsi qu'on peut le voir d'après les courbes.

Pour PWR, la distribution de la puissance spécifique, le long de l'axe, est identique à la distribution du flux, car l'enrichissement de l'uranium est uniforme dans cette direction. La figure 13 (p. 255) montre les courbes types de la distribution axiale de puissance spécifique. Comme la figure l'indique, le maximum de la puissance spécifique est proche des extrémités inférieures des barres de réglage. Ces courbes sont normalisées, la valeur moyenne étant prise pour unité. Par suite, le rapport de la valeur maximum à la moyenne se lit directement sur les courbes : 1,90 pour l'ensemble actif, 1,68 pour l'ensemble fertile. Dans cet ensemble fertile, il faut, en plus, multiplier par 1,25 pour tenir compte de la majoration du flux près des extrémités des groupes de barreaux, ce qui porte de 1,68 à 2,10 le rapport entre la valeur maximum et la valeur moyenne.

Dans le projet du cœur, on s'efforce d' « aplatir » le flux par un choix judicieux de l'emplacement des barres de réglage, par leur mode de fonctionnement et par l'installation d'écarteurs absorbant faiblement les neutrons, pour diminuer les maxima locaux dans les canaux à réfrigérant. De nombreuses expériences critiques ont été faites dans ce but.

Les coefficients de distribution de l'énergie doivent être associés aux caractéristiques mécaniques du canal chaud, qui se déduisent des tolérances de fonctionnement et de fabrication, pour le calcul de la température maximum de la surface des pièces actives.

Caractéristiques mécaniques du canal chaud

Les tolérances de fabrication des pièces actives, si on les exprime en donnant au canal et à la pièce active des dimensions fictives, impliquent des variations corrélatives des caractéristiques thermiques du cœur. En outre, les tolérances de fonctionnement proviennent du gauchissement des pièces actives et d'une mauvaise distribution du courant de refroidissement, ce qui implique, au cours du temps, des variations de caractéristiques thermiques. Certaines formes et dispositions des pièces actives comme, par exemple, des barreaux dans un courant transversal, auront un refroidissement irrégulier, et ceci doit intervenir comme l'une des caractéristiques mécaniques du canal chaud.

De nombreux essais comparatifs de fabrications types des pièces actives ont été nécessaires afin d'établir les caractéristiques mécaniques du canal chaud, qui résultent des tolérances de fabrication. Dans certains cas, le gauchissement des pièces actives au cours du fonctionnement peut être déterminé par le calcul; dans d'autres cas, il faut avoir recours à l'expérience. Pour déterminer les raisons d'une mauvaise distribution du courant du réfrigérant, une maquette complète du cœur, avec ses circulations et tous ses conduits d'admission, est indispensable. Le calcul n'offre nullement l'assurance d'une distribution correcte des courants de réfrigérant. Des maquettes complètes à circulation d'air, faites en bois, matière plastique et aluminium, ont servi à déterminer la bonne distribution des circulations et les modifications qu'elle exige. L'essai a été fait dans le domaine où l'air est considéré comme incompressible.

C'est expérimentalement qu'on détermine le mieux les caractéristiques de refroidissement pour diverses géométries des pièces actives. On a utilisé avec succès un écoulement d'air autour de modèles en naphtaline et un écoulement d'eau autour de modèles en bétanaphtol, en utilisant l'analogie de transfert de masse pour obtenir les caractéristiques de refroidissement.

Toutes ces caractéristiques non nucléaires ont été groupées en trois types fondamentaux de coefficients mécaniques du canal chaud :

a) Le coefficient $F_{\Delta T}$, qui représente l'augmentation du rapport de la température maximum à la température moyenne du réfrigérant;

b) Le coefficient F_{μ}, qui définit le rapport de la chute de la température maximum à la température moyenne, entre la surface de la pièce active et la masse de la veine de réfrigérant;

c) Le coefficient F_q, qui définit le rapport du flux calorifique maximum au flux moyen dans le cœur.

Les estimations préliminaires faites pour le cœur de PWR avant que soient achevées les expériences de vérification, sont les suivantes :

Partie de la pile . . .	$F_{\Delta T}$	F_θ	F_q
Ensemble fertile . . .	1,40	2,03	1,31
Uranium naturel (UO_2)	1,25	1,69	1,06

Tableau 2

Facteurs des coefficients mécaniques du canal chaud pour l'ensemble actif à haut enrichissement

Facteurs	$F_{\Delta T}$	F_θ	F_q
Distribution du courant de réfrigérant	1,07	1,06	1,00
Gauchissement des plaques actives	1,04	1,03	1,00
Variations d'épaisseur de la substance contenant l'uranium . .	1,04	1,12	1,12
Variations de concentration de l'uranium-235	1,015	1,025	1,025
Distance entre la matière contenant l'uranium et le centre de la plaque combustible	1,074	1,148	1,148
Variation de la largeur du canal de refroidissement	1,114	1,13	1,00
Facteur de transfert de chaleur .	1,00	1,25	1,00
PRODUIT . .	1,40	2,03	1,31

Ces valeurs seront revisées périodiquement au fur et à mesure de l'obtention des résultats d'expériences complémentaires. Les facteurs intervenant dans la détermination des coefficients mécaniques du canal chaud, utilisés dans le projet du cœur de PWR, sont donnés dans les tableaux 2 et 3. Les trois coefficients s'obtiennent par multiplication de leurs facteurs respectifs.

Tableau 3

Facteurs des coefficients mécaniques du canal chaud pour l'ensemble fertile

Facteurs	$F_{\Delta T}$	F_θ	F_q
Distribution du courant de réfrigérant	1,07	1,06	1,00
Flambage des barreaux	1,02	1,00	1,00
Variation du diamètre des barreaux	1,00	1,00	1,00
Variation de concentration en uranium	1,03	1,05	1,05
Distance entre l'UO_2 et le centre du barreau	1,00	1,01	1,01
Variation de l'écartement des canaux de refroidissement . .	1,11	1,20	1,00
Facteur de transfert de chaleur .	1,00	1,25	1,00
PRODUIT . . .	1,25	1,69	1,06

Détermination des paramètres du cœur

Le choix des facteurs nucléaires et mécaniques du canal chaud étant fait, l'étude de la marche en régime peut se faire par une étude des paramètres pour diverses formes du cœur, des cartouches et de la génératrice, pour déterminer la combinaison optimum des températures du cœur, des températures de l'échangeur de chaleur, des débits, des chutes de pression et de la puissance nécessaire au pompage conduisant au prix de revient minimum du kilowattheure, en fonction de la température maximum admissible à la surface du combustible. Celle-ci est liée à la température d'entrée du réfrigérant, à la température maximum dans le cœur, à la chute maximum de température dans la couche limite. Ces diverses grandeurs sont, à leur tour, liées aux dimensions du cœur, de la pièce active et du canal de refroidissement, ainsi qu'aux propriétés du réfrigérant, à la chaleur extraite du cœur, au mode de circulation du fluide dans le cœur, au débit et à la perte de charge dans les cartouches. En conséquence, une étude thermique du cœur en régime stable doit procéder par itération, parce que les dimensions du cœur varient selon les besoins de l'installation et les valeurs maxima de température de la surface du combustible sont calculées par comparaison avec leur valeur limite. Les variables entrant dans cette itération peuvent être combinées suivant certains groupements commodes pour faciliter cette étude.

Deux limitations pratiques importantes interviennent dans l'étude des paramètres du cœur.

La première est la vitesse du fluide de refroidissement. Une grande vitesse assure un bon transfert de chaleur, mais les problèmes d'érosion et la puissance de pompage au-dessus de 35 pieds par seconde (11,7 m/s) ne permettent pas des vitesses supérieures.

La seconde provient des caractéristiques internes de la pièce active : *a*) la température de changement de phase de la substance contenant l'uranium; *b*) les contraintes thermiques admissibles dans la pièce active.

Les valeurs acceptables de ces caractéristiques dépendent des matériaux particuliers qui constituent ces éléments, et des formes et des dispositions utilisées.

Mode de circulation du réfrigérant

La détermination des paramètres du cœur en vue d'une utilisation donnée conduit à étudier en détail le mode de circulation du fluide de refroidissement. Il s'agit, en général, de savoir si l'on utilisera la circulation à passage simple ou à passage double.

Du point de vue thermique, une circulation double présente normalement deux avantages marqués :

1. La vitesse de l'eau qui traverse le cœur peut être aussi élevée que le permettent les considérations précédentes, sans qu'il en résulte dans le cœur un

débit total élevé, puisque on n'utilise que la moitié de la section totale du cœur à chaque passage.

2. L'eau qui traverse le canal chaud lors du premier passage peut être mélangée à l'eau plus froide provenant des autres canaux refroidis par le premier passage. La température de l'eau entrant lors du deuxième passage dans le canal chaud est ainsi notablement plus basse que s'il n'y avait pas eu mélange de l'eau des deux passages, condition qui se présente pour une circulation simple.

Dans l'étude d'un milieu actif à circulation double, une question fondamentale à débattre est de savoir si les passages doivent se faire tous les deux de bas en haut ou à contre-courant. La solution de ce problème implique l'examen des tendances de la convection naturelle à faire monter l'eau chaude et est spécialement importante dans le cas d'une réduction accidentelle du débit. La circulation vers le bas tend à s'opposer à cette montée de l'eau chaude par convection naturelle, et peut ainsi conduire à une détérioration prématurée en provoquant une diminution plus rapide du débit passant dans le canal chaud. Toutefois, la circulation vers le bas présente l'avantage de permettre une simplification de construction pour certains cas utilisant le double passage. Jusqu'à présent, la circulation vers le bas, avec passage vers les pièces actives, a été évitée, à cause des insuffisances qu'elle pourrait présenter lors des réductions accidentelles du débit. Cependant, comme on l'a vu précédemment, des programmes d'études systématiques du transfert de chaleur sont actuellement en cours et doivent donner suffisamment de renseignements pour résoudre cette question importante.

Problèmes en régime variable

Un facteur important dans le projet d'ensemble du cœur est la détermination de son adaptation aux régimes variables aussi bien qu'aux accidents prévisibles. Pour le fonctionnement en régime variable, il faut évaluer l'aptitude du cœur à encaisser des variations de charge dont la grandeur, au signe près, est comprise entre 10 et 100 pour cent de la charge totale. Ces évaluations tiennent compte des variations dues à la quantité de xénon en équilibre radioactif présent dans le cœur, de la variation de la température moyenne de la pile, ainsi que des variations correspondantes de réactivité, des modifications des caractéristiques de la vapeur, de la variation du débit dans le cœur et dans les organes du circuit.

Quant aux accidents prévisibles, celui qui affecte le plus gravement le cœur en projet et les dispositifs qui le protègent, est le défaut de circulation lorsque la pile opère à une puissance notable. Il est donc important de prévoir un cœur qui supporte une baisse appréciable du débit, sans que cet accident entraîne un arrêt brutal par chute des barres.

Si, par exemple, le débit est interrompu dans une pile à eau sous pression, le cœur s'échauffe au fur et à mesure de la diminution du débit. Si aucune correction n'intervient, l'eau commence à bouillir dans le canal chaud, d'abord au point chaud, puis de proche en proche. Si la pile n'est pas arrêtée assez tôt, il se forme finalement autour de la plaque active dans le canal chaud, une gaine de vapeur qui réduit le taux d'échange de chaleur et provoque une augmentation rapide de la température dans la pièce active, pouvant conduire à une fusion locale ou à une destruction complète. On cherchera donc à établir un projet qui accorde aux circuits de détection et d'arrêt brutal un délai suffisant pour réagir. Ces délais sont normalement courts et de l'ordre de une seconde dans certains cas. Si par prudence on impose un temps aussi court, il faudrait avoir des circuits à réactions rapides et l'arrêt brutal de la pile dès que se produit une légère réduction du débit; ces deux choses sont indésirables. Mais, si l'on accorde un trop long délai avant d'introduire les barres de réglage, quelques plaques actives risquent d'être détériorées.

Lorsque l'on traite de ce problème, il faut avoir un grand nombre de résultats sur les caractéristiques de détérioration des cartouches correspondant à des valeurs très diverses des flux de chaleur, des débits, des qualités de vapeur au point de détérioration. De plus, la diminution du débit dans le canal chaud, dès que s'amorce le processus de vaporisation, étant plus forte que celle des autres canaux, on doit avoir des renseignements détaillés sur les chutes de pression du système binaire que forment les deux phases vapeur et eau. Ces données permettent d'établir les équations qui rendent compte de cet état de déséquilibre et de les résoudre par des calculs fastidieux. Le problème devient encore plus difficile si, pendant ce régime variable, les constantes nucléaires varient de façon à modifier l'énergie dégagée par le cœur pendant le temps en question. Tel est habituellement le cas des piles à eau sous pression, qui possèdent, pour la stabilité du réglage, des coefficients négatifs de température importants. Dans cette étude, on a avantage à utiliser des simulateurs analogiques qui simplifient les recherches préliminaires, et des calculateurs

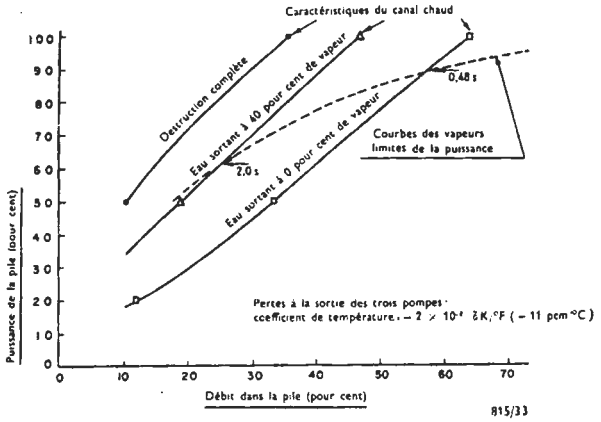


Figure 33. — Caractéristiques du canal chaud en cas de défaut de circulation du réfrigérant.

mécaniques qui permettent de traiter le problème avec plus de précision.

Les résultats des calculs et des expériences préliminaires sur l'accident provoqué par un arrêt complet de la circulation du réfrigérant sont représentés, pour PWR, à la figure 33. Sur cette figure, on voit la puissance que la pile peut atteindre en fonction du pourcentage du débit à partir d'approximations sur l'état stable. Elle porte quatre courbes correspondant à : *a*) la puissance en fonction du débit à partir duquel on peut s'attendre à une détérioration, d'après les résultats d'essais préliminaires effectués sur des pièces actives chauffées électriquement; *b*) la puissance en fonction du débit pour lequel on obtient de la vapeur au titre de 40 pour cent à la sortie du canal chaud; *c*) la puissance en fonction du débit pour lequel le titre de vapeur est zéro, avec sous-refroidissement nul à la sortie du canal chaud, but essentiel pour le projet de PWR; *d*) courbe en pointillé de la limite inférieure estimée de la puissance lors d'une diminution du débit du fluide de refroidissement imposée par le coefficient négatif de température.

On y trouve aussi les temps au bout desquels, après une réduction du débit, les différentes conditions seront réalisées. Cette courbe montre que si une panne d'alimentation des pompes est suivie d'une chute des barres en 0,48 seconde, le critère fondamental de non-ébullition de la masse en dehors du canal chaud se trouvera satisfait. Si la chute des barres commence deux secondes après la diminution du débit, le fluide de refroidissement quittant le canal chaud contiendra 40 pour cent de vapeur, ce qui, espère-t-on, sans pouvoir le prouver, reste en dessous de la condition probable de détérioration. Comme on manque de certitudes sur les valeurs pour lesquelles il y aura détérioration des pièces actives et sur les sautes de puissance de la pile, ces courbes ne doivent pas être considérées comme quantativement très valables, et demandent à être confirmées. Néanmoins, ces courbes montrent bien que si les essais en cours confirment l'extrapolation des résultats actuellement connus, une diminution dans le débit du fluide de refroidissement de PWR aura des conséquences moins graves.

Problèmes hydrauliques

La plupart des problèmes hydrauliques qui se présentent au cours de l'étude du cœur ont été évoqués lors de la description des problèmes mécaniques et thermiques. Les plus importants sont ceux de la distribution du réfrigérant dans les conditions de fonctionnement les plus diverses. Le réfrigérant entre dans le caisson de la pile par un certain nombre d'ajutages distincts, en giclant de telle sorte qu'une alimentation directe des cartouches provoquerait une très mauvaise distribution du courant dans le cœur et soumettrait sa partie inférieure à des forces importantes.

Comme il a été démontré dans la discussion des facteurs mécaniques relatifs au canal chaud, les méthodes analytiques ne suffisent pas à déterminer les dispositions à prendre pour assurer une bonne distribution du réfrigérant. Il faut de nouveau avoir recours aux essais, et beaucoup d'ingéniosité pour entreprendre des essais convenables sans dépenses excessives et sans difficulté expérimentale inutile. On a utilisé l'air dans sa région d'incompressibilité pour des expériences de distribution du débit sur des maquettes du cœur et de la cuve de la pile. Cela a permis une grande souplesse d'expérimentation en n'introduisant que des erreurs tout à fait mineures dans les résultats. Des essais-repères ont été nécessaires pour établir comment s'appliquent à l'eau les essais d'écoulement effectués avec l'air. On a ainsi pu essayer les modèles de déflecteurs proposés pour la distribution des débits et choisir le dispositif final. Les maquettes du cœur à écoulement d'air ont permis également la détermination des forces hydrauliques appliquées aux barres de réglage lorsque le fluide sort par les ajutages du sommet du cœur et ont encore permis l'essai des bâtis devant supporter ces efforts.

D'autres problèmes hydrauliques se présentent lorsqu'on détermine les pertes de charge à l'entrée et à la sortie des cartouches, les chutes de pression au passage dans les canaux de refroidissement du milieu actif et autour du bâti de soutien, aussi bien que lorsqu'on détermine les débits exigés en des points particuliers par une grande production de chaleur dans des matériaux autres que l'uranium, tels que les pièces lourdes du bâti et les extrémités des barres de réglage.

Dans tous ces cas, les techniques expérimentales restent les meilleures pour la détermination des valeurs quantitatives.

Maquettes et expériences

Les limites qu'imposent l'espace et la température dans l'étude d'un cœur de petites dimensions produisant de l'énergie, sont extrêmement étroites, en sorte que beaucoup des caractéristiques thermiques et mécaniques sont de conception nouvelle et nécessitent la construction d'un modèle réduit et des essais avant réalisation finale. Quelques-unes de ces expériences ont été mentionnées lors de la description des conditions mécaniques et thermiques. C'est ainsi que, comme on l'a décrit plus haut, la meilleure façon de savoir si le chapeau de la cuve et l'outillage sont bien adaptés à leur usage est d'utiliser un modèle réduit ou une maquette expérimentale en vraie grandeur. L'ampleur de ce travail ressort d'une liste de quelques-uns des essais nécessaires pour confirmer la valeur des divers éléments de la pile :

1. Caractéristiques de vibration des organes actifs et des organes de réglage;

2. Caractéristiques de déformation par contrainte thermique des barres de réglage;

3. Accumulation des contraintes dans les bâtis de soutien;

4. Essais d'usure en eau chaude sur les matériaux de la pile, pour déterminer les substances les plus

appropriées à la fabrication des mécanismes d'entraînement des barres de réglage pour tous les types de fonctionnement possibles et quelle que soit la composition chimique de l'eau;

5. Longévité des mécanismes d'entraînement des barres de réglage pour tous les types de fonctionnement possibles et différentes compositions chimiques de l'eau;

6. Limites de résistance des nouveaux matériaux utilisés dans la pile pour les températures et les pressions de fonctionnement;

7. Essais de ductilité et de résistance des pièces façonnées et soudées, des pièces actives et des cartouches de combustible;

8. Corrosion de contact et corrosion fissurante des attaches de fixation;

9. Sûreté des verrouillages sous l'effet de vibrations hydrauliques;

10. Tendance au gauchissement des plaques actives lors de variations brutales de température;

11. Essais sous rayonnements pour déterminer la validité de la forme des pièces actives et de leur groupement;

12. Efficacité des déflecteurs protégeant les barres de réglage contre les forces hydrauliques;

13. Les tolérances relatives aux éléments combustibles et aux canaux de circulation de l'eau de refroidissement admissibles lors de la fabrication et qui servent au calcul des caractéristiques de fonctionnement de la pile;

14. Répartition du courant de réfrigérant entre le cœur, les boucliers thermiques et les barres de réglage;

15. Expériences sur les caractéristiques mécaniques, thermiques et hydrauliques des appareils de mesure du cœur;

16. Flambage des arbres d'entraînement des barres de réglage sous différentes conditions de guidage et d'alignement;

17. Comportement des mécanismes amortisseurs fonctionnant dans l'eau chaude et pour les divers cas d'introduction rapide des barres de réglage;

18. Forme et valeur des joints soudés qui assurent la fermeture du chapeau de la pile;

19. Contraintes et torsions exercées par la tuyauterie sur la cuve de la pile;

20. Valeur et efficacité des dispositifs de fermeture;

21. Méthode de travail et équipement spécial à utiliser lors d'une intervention corrective en cas de fonctionnement défectueux;

22. Efforts subis par les outils pour déverrouiller les pièces après séjour assez long dans l'eau chaude;

23. Déformations sous charge des bâtis qui soutiennent le cœur et le chapeau de la cuve, et leur influence sur l'alignement des canaux où se trouvent les barres de réglage;

24. Caractéristiques de l'écoulement qui traverse le cœur par convection naturelle, pour déterminer si le refroidissement du cœur à puissance nulle est suffisant;

25. Conditions entraînant la destruction de diverses géométries des éléments combustibles dans les limites de température, de pression, de débit, de flux de chaleur, de sous-refroidissement et de pourcentage de vapeur qui correspondent au fonctionnement;

26. Chute de pression par passage dans les cartouches dans les différents cas de circulation du réfrigérant (simple ou double passage);

27. Essais pour vérifier si les formules de transfert de chaleur sont applicables dans les limites de température et de pression;

28. Essais pour déterminer les caractéristiques du refroidissement non uniforme en fonction du débit pour différentes géométries des éléments actifs.

Certaines de ces données nécessitent l'emploi d'une maquette complète du cœur, qui convient particulièrement aux problèmes posés par le centrage et l'accessibilité, et aux problèmes hydrauliques et mécaniques interdépendants. Les forces hydrauliques, la distribution du débit et le refroidissement non uniforme autour des cartouches de combustible sont étudiés, chaque fois qu'il est possible, en utilisant l'air dans sa région d'incompressibilité. Une maquette fidèle à écoulement d'air, en bois, matière plastique et aluminium, a été utilisée non seulement dans ce but, mais aussi pour prouver la possibilité de réaliser effectivement le projet. Dans d'autres cas, des parties isolées ou certaines de leurs caractéristiques ont fait l'objet d'expériences séparées. C'est ainsi que les résultats relatifs à la destruction des cartouches ont été obtenus principalement par chauffage électrique à la pression de fonctionnement. Ces résultats ont été vérifiés dans des expériences de destruction par irradiation dans une cellule à haute pression, spécialement construite dans la pile MTR de l'AEC destinée aux essais sur les matériaux. Il faut particulièrement souligner qu'à ce stade de la mise au point d'une pile, de tels essais systématiques sont nécessaires si l'on veut obtenir des piles fonctionnant avec plein succès.

Les travaux d'étude et de mise au point d'après lesquels cette communication a été rédigée ont été effectués par de nombreux ingénieurs et de nombreux chercheurs, appartenant aux diverses organisations qui ont participé à la réalisation de ce projet.

Étude préliminaire d'une pile expérimentale à eau lourde sous pression

par Odd Dahl *

Il est naturel que chaque pays traite les problèmes relatifs à l'énergie nucléaire selon les conditions qui règnent chez lui.

En Norvège, par exemple, nous sommes influencés, dans notre façon d'aborder le problème, par le fait que nous avons des réserves inexploitées d'énergie hydraulique en quantité suffisante pour faire face à la demande pendant 25 ans au moins, et des gisements relativement grands, mais pas très riches, de schiste contenant de l'uranium. Nous disposons d'une forte marine marchande, mais nous n'avons pas de ressources nationales en combustible fossile qui méritent d'être mentionnées. Et enfin, en Norvège, on produit de l'eau lourde en quantité importante, ce qui constitue un encouragement et une occasion spéciale pour étudier les piles à eau lourde.

Malgré l'affirmation que l'électricité produite par l'énergie hydraulique est bon marché et abondante, une pénurie très nette se manifeste déjà dans certaines régions industrielles. Nous avons le sentiment que, dans ces régions, de petites installations d'énergie nucléaire, soit pour la production d'électricité, soit seulement pour la production industrielle de vapeur, seront souhaitables dans un avenir assez proche.

Comme nous sommes obligés, actuellement, d'acheter tout le combustible consommé par nos navires, mais comme, avec le temps, nous pourrons fournir notre propre combustible nucléaire, il est évidemment important, au point de vue économique, d'étudier les perspectives que présente la propulsion des navires par l'énergie nucléaire.

Cette situation étant donnée, nous avons essayé d'évaluer ce que nous devions faire, maintenant et dans le proche avenir. Nous pourrons, pendant longtemps, renoncer à de grandes installations d'énergie nucléaire, mais nous pensons que nous devrions essayer de réaliser des installations produisant une puissance thermique de 20 à 100 MW pour des usages industriels bien déterminés. Comme c'est une puissance de cet ordre qui est nécessaire pour les bateaux, nous ferions ainsi d'une pierre deux coups.

Grâce aux travaux du Kjeller Reactor Establishment, nous avons acquis, quant à la physique des piles et en ce qui concerne leur construction, des connaissances qui nous ont donné confiance en nous, et nous avons commencé, graduellement, à établir des plans pour une nouvelle installation nucléaire qui constituerait une étape réaliste vers des installations de petite puissance.

Les ressources économiques et technologiques d'un petit pays sont faibles et on pourrait prétendre que nous essayons d'aller trop loin, trop tôt. Mais nous savons que notre pays s'est trouvé maintes fois dans des situations ou nous n'avions pas les connaissances suffisantes pour tirer complètement parti des progrès de la technique; nous aimerions donc éviter que cette situation se répète. La Norvège, d'autre part, est un pays très industrialisé; la plupart d'entre nous pensent que l'énergie nucléaire est une voie d'avenir et nous désirons développer les connaissances dans notre pays, afin de pouvoir mieux suivre le progrès et d'avoir plus tard certaines possibilités d'échange.

Lorsqu'on désire construire une pile atomique, ce sont les cartouches de combustibles qui posent les problèmes les plus ardus, tout le monde en demeurera d'accord. Mais je pense quant à moi que le combustible nucléaire est destiné à devenir, dans une large mesure, une denrée internationale. Si l'on adopte ce point de vue, on peut aller très loin dans l'étude et la construction des piles, compte tenu seulement d'une bonne technique et de bonnes connaissances physiques. Bien entendu, il faut alors faire preuve d'une certaine modestie et ne pas chercher à tirer le parti maximum de la très haute concentration d'énergie du combustible nucléaire.

Ainsi, que ce soit à terre ou sur des navires, une pile de grandes dimensions, actionnant une machinerie à turbines très classique, peut très bien, pour un usage donné, constituer une installation de grand rendement global, et la recherche d'un rendement maximum de l'installation semble beaucoup moins pressante qu'une mise au point très soigneuse de ses éléments, surtout si l'on songe aux avantages que comporte le combustible concentré. Pour les

---

Original : anglais.

* Chr. Michelsens Institute, Norvège. Ingénieur-conseil au Joint Establishment for Nuclear Energy Research, Norvège et Pays-Bas.

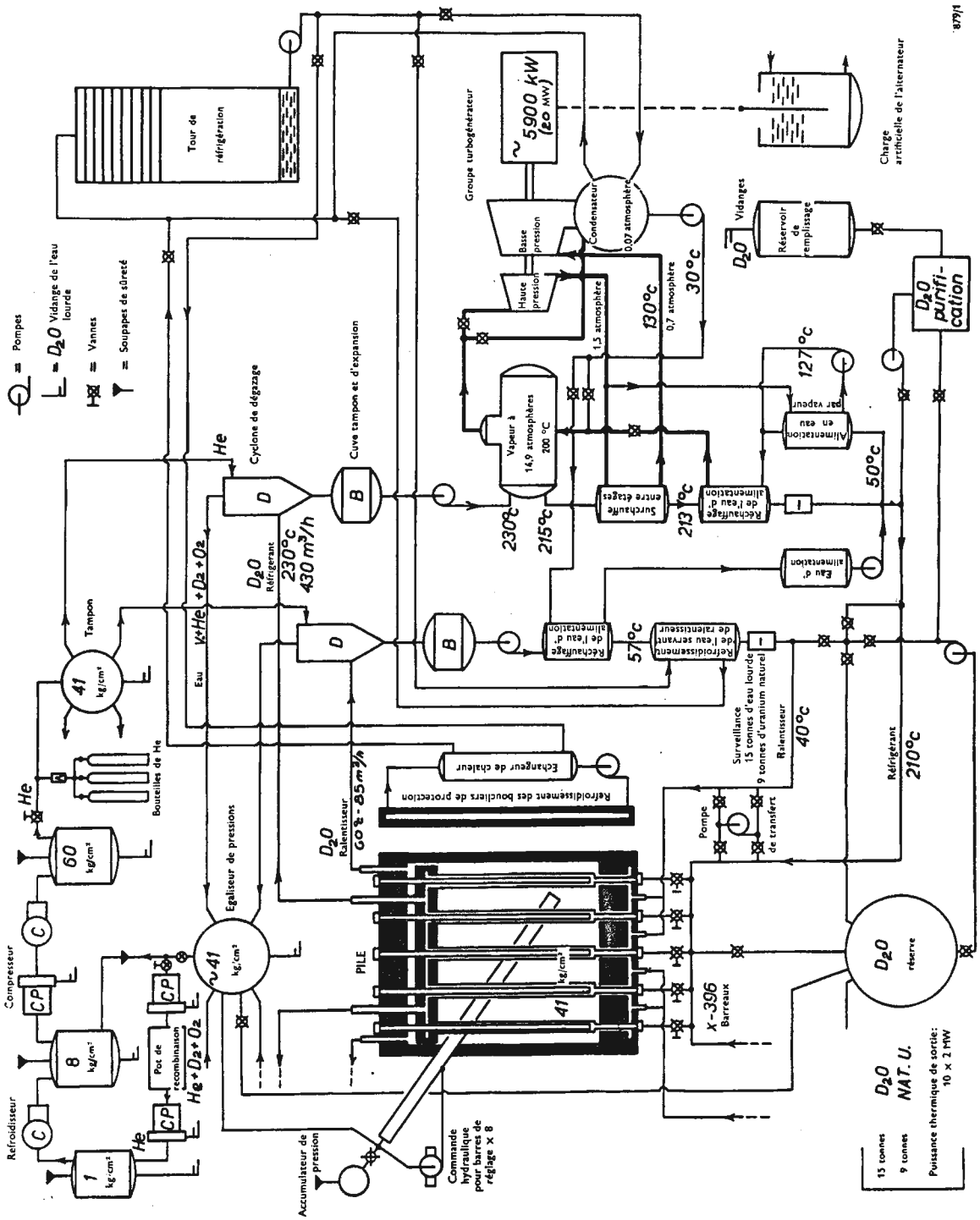


Figure 1. — Schéma de principe d'une pile sous pression, à ralentisseur et réfrigérant en eau lourde.

installations destinées à fournir à l'industrie de la vapeur à faible pression, je ne vois pas du tout qu'il y ait un pressant besoin d'appliquer une technologie d'avant-garde.

En Norvège ou aux Pays-Bas, nous n'avons pas le moyen, actuellement, de produire nos propres cartouches de combustible, mais nous avons acquis une connaissance pratique de la métallurgie et de la chimie des combustibles et, depuis déjà un certain temps, nous avons accumulé une réserve de connaissances relatives à la physique du neutron et des piles. Nous produisons aussi continuellement des projets de construction pour des piles à eau lourde, projets étayés par une large expérience des questions de transfert de chaleur et de corrosion.

L'an dernier, nous avons décidé de coordonner les résultats de nos travaux et de mettre sur pied un plan spécifique pour la réalisation, aussitôt que possible, d'une génératrice nucléaire expérimentale. Nous en étions arrivés à la conclusion que nous ne pouvions pas trouver de bonnes solutions à nos problèmes sans faire des expériences à température élevée sous des flux de neutrons élevés. Ces conditions, nous ne pouvions les trouver que dans une pile fonctionnant à température élevée.

Dans l'établissement des caractéristiques fondamentales d'un projet de pile, il nous a fallu accepter certaines limitations imposées par l'état de nos connaissances et de nos ressources. C'est ainsi que nous avons admis que seuls l'aluminium et l'acier sont à notre disposition en tant que matériaux de construction, que nous ne pouvions avoir qu'une quantité limitée d'eau lourde et pas de combustible enrichi.

Pour que le projet soit vraiment intéressant, nous avons décidé que la pile devait être sous pression et que nous ne nous contenterions pas d'une production d'énergie thermique inférieure à 10 MW.

Comme nous devions enfermer la pile dans une enceinte étanche à parois épaisses, nous ne pouvions pas utiliser de réflecteur extérieur.

On a pensé à un réflecteur interne de graphite en blocs gainés ou de graphite dans de l'eau ou dans un gaz, ou en eau ordinaire, séparé du ralentisseur par une cuve en aluminium à parois minces; mais le bon sens technique et physique nous a induits à laisser de côté l'idée d'un réflecteur, d'employer autant d'eau lourde que nous pouvions raisonnablement nous en procurer et de répartir le combustible uniformément dans le volume tout entier.

Nous pourrions compter sur 15 tonnes d'eau lourde; les physiciens admettent qu'avec une telle quantité d'eau lourde et environ 9 tonnes d'uranium naturel en barres, réparties en un réseau hexagonal dont la maille optimum serait de 125 mm, une pile comportant une assez grande quantité de matériaux de construction absorbant les neutrons serait critique, à condition que l'ensemble du ralentisseur soit maintenu à environ 50 °C. On pourrait, grâce à des tubes, faire circuler l'eau de refroidissement autour des barres; et la température de cette eau, en quantité limitée, aurait peu d'effet sur la réactivité.

Des études techniques ont été faites d'après ces hypothèses en coopération avec les physiciens et les chimistes; sur la base de ces études, nous pouvons indiquer les caractéristiques suivantes concernant le projet et le fonctionnement d'une génératrice nucléaire expérimentale, utilisant l'eau lourde sous pression comme ralentisseur et comme réfrigérant, brûlant de l'uranium naturel et dépourvue de réflecteur :

Caractéristiques de construction

Diamètre interne de la cuve . . .	2 700 mm
Hauteur verticale interne de la cuve.	2 450 mm
Diamètre d'une colonne centrale pour expérimentation sur les barres .	100 mm
Diamètre des cartouches de combustible en uranium naturel	25 mm
Épaisseur des gaines en aluminium	1,5 mm
Dimension radiale du tore de refroidissement	3,5 mm
Épaisseur des tubes de refroidissement en aluminium	1,5 mm
Épaisseur des tubes de refroidissement extérieurs en céramique pour isolement thermique, environ . .	7 mm
Longueur totale d'une colonne d'uranium	2 450 mm
Pas du réseau hexagonal	125 mm
Nombre de barres	396
Poids d'uranium	9 000 kg
Eau lourde dans la cuve, environ .	15 000 kg
Nombre de barres de réglage . . .	1
Nombre de barres de compensation .	3
Nombre de barres de sécurité. . .	4
Surface totale de cadmium pour toutes les barres	20 000 cm²
Puissance chaleur maximum, théorique	20 000 kW
Pression nominale dans la cuve . .	41 kg/cm²

Caractéristiques de fonctionnement pour une production d'énergie thermique de 10 000 kW

Pression de fonctionnement dans la cuve de la pile	41 kg/cm²
Température d'entrée de l'eau de refroidissement	210 °C
Température de sortie de l'eau de refroidissement	230 °C
Débit total du réfrigérant	435 m³/h
Température d'entrée de l'eau du ralentisseur	40 °C
Température de sortie de l'eau du ralentisseur	60 °C
Débit total dans le ralentisseur . .	70 m³/h
Puissance produite dans une barre centrale	56 kW
Flux thermique maximum à travers la surface de combustible d'une barre centrale	46 W/cm²

Vitesse du réfrigérant le long d'une barre centrale	211 cm/s
Puissance produite dans une barre périphérique	7,25 kW
Flux thermique maximum à travers la surface de combustible d'une barre périphérique	6 W/cm²
Vitesse du réfrigérant à travers une barre périphérique	27,5 cm/s
Énergie produite par le générateur, environ	2 500 kW
Réactivité en excès prévue dans le réacteur froid	5 pour cent
Flux maximum de neutrons thermiques prévu	8×10^{12} neutrons/cm²/s
Différence de température réfrigérant-gaine pour une barre centrale	9,5 °C
Chute de température dans la gaine pour une barre centrale	3,5 °C
Différence de température gaine-surface de l'uranium pour une barre centrale	37 °C
Différence de températures surface d'uranium-centre	110 °C
Température maximum au centre de l'uranium	380 °C

Le flux dans une barre périphérique est égal à 13 pour cent du flux dans la barre centrale.

Observations générales

Les installations devront être conçues de façon à permettre des changements radicaux dans le type et dans la disposition du combustible, changements qui pourraient être imposés par des résultats nouveaux qui surviendraient avant que la pile ne puisse être prête à fonctionner.

On devrait prévoir une boucle permettant un travail de recherche sur des barres prototypes, et le tableau de commande de la pile devrait comporter des installations pour la mise au point éventuelle de nouvelles suggestions concernant la conduite et la surveillance de la pile.

L'installation envisagée pourrait être terminée en trois ans et suffire à nos besoins pendant trois années encore. Mais nous ne voyons aucun moyen d'incorporer dans une génératrice nucléaire des installations permettant les recherches de physique pure ou la production des isotopes.

Une pile destinée aux expériences technologiques à grande échelle doit être plus poussée dans sa conception, et comportera, en comparaison d'une pile prototype, un plus grand nombre de complications. Les barres de combustible sont notre souci principal, mais on ne peut guère concevoir un type de cartouche qui, dès le premier essai, se révèle satisfaisant. Pour pouvoir étudier le comportement des barres dans une pile en fonctionnement, on doit avoir un type de pile qui permette de surveiller les conditions qui affectent le rendement de ces barres. Il faut connaître les débits de réfrigérant et les températures correspondantes; les commencements de détérioration des barres doivent être décelés immédiatement; il faut aussi prévoir de fréquents défournements des barres actives pour inspection; par conséquent, le procédé pour l'enfournement et le défournement des barres doit être rapide et aussi simple que le permettent les risques d'irradiation.

L'installation de pilotage est assez complexe à cause du grand nombre d'instruments de mesure et de leurs interactions, et du grand nombre de dispositifs de sécurité nécessaires pour parer à des situations qui pourraient se présenter en raison du caractère expérimental des opérations. La surveillance des rayonnements doit être l'objet d'une grande attention, car il est important, pour l'étude d'installations permanentes futures, de bien connaître la diffusion des rayonnements à travers les canalisations et les protections des ouvertures de service.

Il doit être possible également de démonter les éléments constitutifs de la pile et d'effectuer les opérations désirées sous l'effet de rayonnements ayant une intensité très supérieure à celle qu'on peut raisonnablement accepter dans une installation permanente.

Description de la pile expérimentale

La cuve de la pile est entièrement remplie d'eau servant de ralentisseur. Le couvercle et le fond de cette cuve sont plats et démontables.

Les barreaux de combustible sont fixés par un ajustage étanche dans le couvercle et ils sont guidés à leurs extrémités libres dans des garnitures qui traversent le fond. L'eau de refroidissement de chacun des barreaux entre par les garnitures du fond, traverse une chemise qui entoure le combustible gainé et, pour l'ensemble des barres, est collectée dans un espace compris entre des lits de céramique montés sur la face inférieure du couvercle. De cet espace, l'eau de refroidissement passe dans l'échangeur de chaleur principal et dans le générateur de vapeur.

L'eau de refroidissement échauffée est séparée de l'eau plus froide utilisée comme ralentisseur par des pièces de céramique disposées autour des chemises de refroidissement, et par les lits de céramique mentionnés plus haut.

Dans la pile, il existe un espace libre non loin de l'axe; des tubes d'acier, fixés au centre du fond et du couvercle, relient cet espace libre à l'extérieur de façon à pouvoir réaliser certaines expériences.

Le réglage de la réactivité s'effectue au moyen de plaques étroites de cadmium sous gaine métallique, que l'on peut introduire dans le réseau ou en sortir par commande hydraulique, sous un angle tel que, en position haute, elles puissent, si besoin est, tomber en chute libre, la commande hydraulique cessant alors de fonctionner.

La pile comporte huit dispositifs de ce genre, groupés par paire, sur la paroi cylindrique de la cuve.

La cuve est suspendue à l'intérieur d'une fosse. Cette fosse est fermée par des plaques d'acier formant bouclier de protection contre les rayonnements et affleurant le sol du hall de la pile. Tout l'équipement auxiliaire est également placé en sous-sol. Nous pensons qu'une installation en sous-sol est moins coûteuse et offre peut-être plus de sécurité qu'une installation similaire érigée en grande partie au-dessus du niveau du sol dans un bloc de béton.

Étude des barres

La cartouche de combustible sera un lingot d'uranium métallique de 100 mm de long et 25 mm de diamètre. S'il fallait décider aujourd'hui des propriétés et des qualités de l'uranium, nous proposerions :

Du métal coulé dans des moules en graphite de grande pureté, refondu sous vide pour éliminer l'hydrogène, laminé à froid, soumis à un traitement thermique sous vide à 600 °C et trempé en phase gamma ou aux derniers stades de la phase alpha.

Comme matériel de gainage, nous pensons à un alliage d'aluminium. On sait que l'uranium et l'aluminium peuvent diffuser aux températures élevées, ce qui, à la longue, peut produire des piqûres dans les gaines. Tant que des recherches ultérieures n'indiqueront pas d'autre solution, nous avons l'intention de retarder ce phénomène en séparant les deux surfaces par de minces couches d'oxydes d'aluminium et d'uranium. Pour réaliser un bon transfert de chaleur, il est avantageux d'avoir un bon contact entre l'uranium et l'aluminium; mais si on commence par établir un contact à force entre les surfaces, on peut s'attendre à ne plus avoir de contact après quelques cycles de chauffage et de refroidissement, à cause des propriétés physiques très différentes des deux métaux. Par consé-

Figure 2 *(en face)*

1. Bouclier extérieur de protection contre les rayonnements, en acier de 200 mm.
2. Support cylindrique, refroidi à l'eau, destiné à soutenir les boucliers de protection contre les rayonnements.
3. Bouclier intermédiaire de protection contre les rayonnements avec ouvertures, pour l'enfournement des barreaux. Les ouvertures sont obturées par des bouchons en acier. Le bouclier reste en position et supporte la hotte de défournement quand on défourne les barreaux.
4. Couvercle supérieur de la cuve de pile avec ouvertures pour la mise en place des barreaux. Acier de 400 mm. Poids de l'ensemble : environ 18 tonnes. La substance faisant joint d'étanchéité pour une pression de 30 kg/cm² sur la circonférence peut être remplacée sans enlever le couvercle. Deux méthodes de serrage sont indiquées : *a*) bague de serrage avec boulons pour absorber la force totale due à la pression; *b*) bague fendue dans rainure pour résister par cisaillement à la force totale due à la pression avec, sur le dessus, un joint étanche aux gaz.
5. 180 mm d'acier en deux épaisseurs pour absorber la chaleur engendrée par le rayonnement gamma et qui produirait de fortes contraintes thermiques si elle était absorbée dans le couvercle supérieur.
6. Cylindre d'acier chemisé pour contenir de l'eau renfermant du bore. De l'air de refroidissement passe entre le cylindre et la paroi de béton.
7. Substance calorifuge (comme, par exemple, de la laine minérale, ou MgO) contenue dans le cylindre.
8. Cuve de la pile en acier, sous pression d'environ 30 kg/cm², reposant par le fond sur un support. Poids de l'ensemble : environ 37 tonnes.
9. 373 barreaux séparés en uranium naturel disposés en un réseau au pas de 125 mm. Poids total d'uranium : environ 8 200 kg. Gainage : 2 mm d'aluminium.
10. Barres de réglage de secours. Tubes d'acier à parois minces avec placage étanche de cadmium, ayant une flottabilité positive.
11. Barres de compensation et de réglage actionnées hydrauliquement, contenant de l'uranium enrichi. (Un total de 25 dispositifs environ pour sécurité, compensation, pilotage, est probablement nécessaire pour rester maître avec sécurité de l'excès de réactivité d'environ 9 pour cent dans la pile froide.)
12. Disque en acier de 180 mm pour absorber la chaleur du rayonnement gamma. Ce disque est muni de trous pour le guidage des extrémités libres des barreaux.
13. Bouclier de protection contre les rayonnements, en acier, 150 mm.
14. Bouclier de protection contre les rayonnements, en acier, 150 mm.
15. Support cylindrique, refroidi à l'eau, destiné à soutenir la cuve de la pile et les boucliers de protection contre les rayonnements.
16. Bouclier inférieur de protection contre les rayonnements, en acier de 200 mm.
17. Tube de vidange d'eau lourde pour deux réservoirs.
18. Hotte de défournement pour les barres ou plaques de réglage actives.
19. Local accessible quand la pile n'est pas en fonctionnement. Pendant le fonctionnement, les rayonnements et la température ont des grandeurs trop élevées pour qu'il puisse être occupé.
20. Deux réservoirs à eau lourde.
21. Local pour cuves et appareillage auxiliaire.
22. Mur en briques monté après achèvement de l'installation.
23. Échangeur de chaleur principal formé de deux appareils identiques, la vapeur d'eau lourde servant à produire la vapeur de H_2O; deux sorties de vapeur de 110 mm de diamètre dans le couvercle de la cuve.
24. Local pour échangeurs de chaleur et appareillage auxiliaire.
25. Mur en briques monté après achèvement de l'installation.
26. Puits donnant accès aux installations, ayant la section voulue pour permettre le passage des cuves. Le puits est fermé au niveau du plancher par un bouclier de protection contre les rayonnements secondaires.
27. Hotte de défournement des barreaux actifs, manœuvrée par pont roulant de 50 tonnes.

A. Indiquant le niveau de l'eau lourde à la température ambiante.

B. Indiquant le niveau supérieur de l'uranium des barreaux.

C. Indiquant le niveau de l'eau lourde à 230 °C quand elle ne peut bouillir.

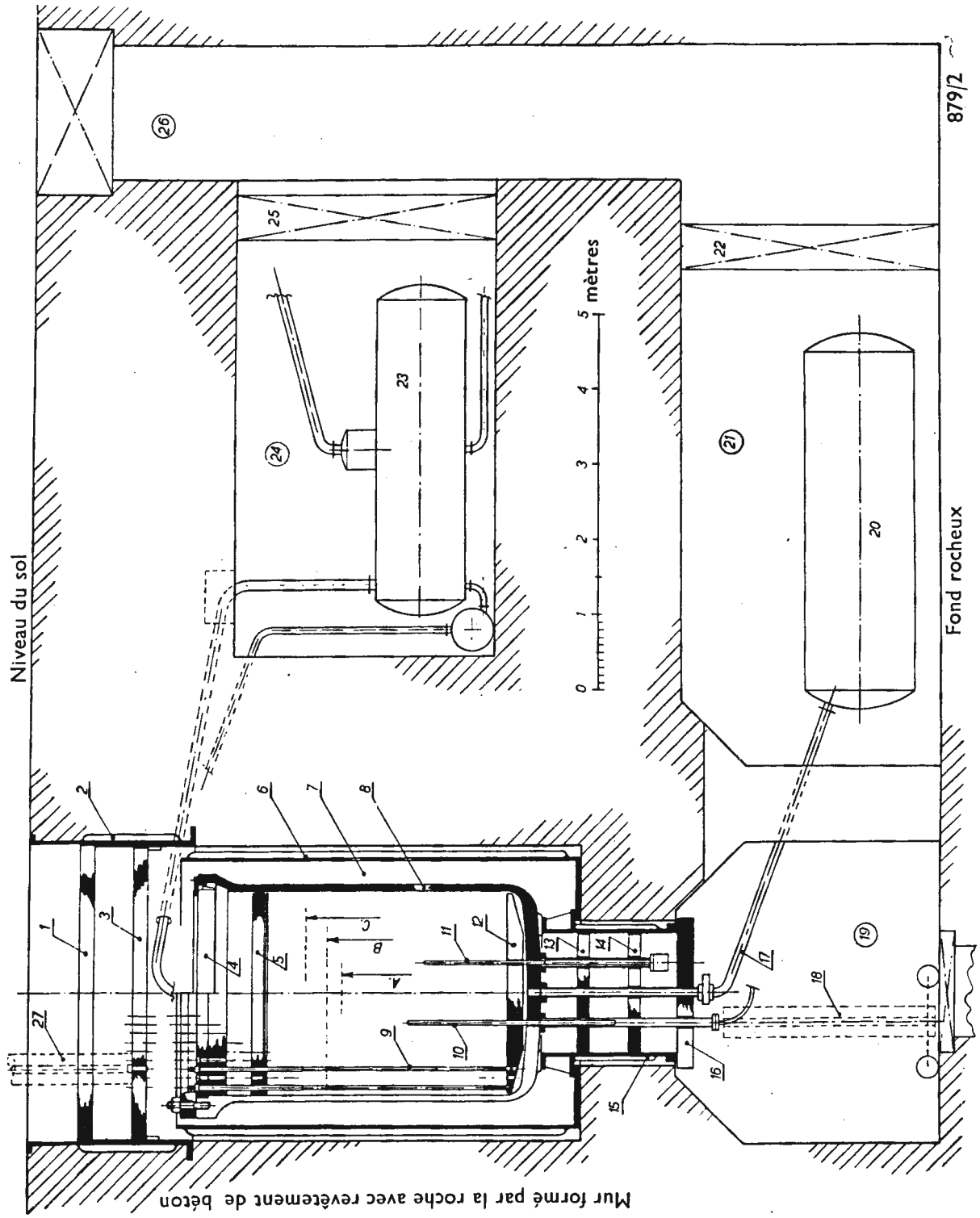


Figure 2. — Organisation générale d'une centrale commandée par une installation de pile sous pression à ébullition d'eau lourde pour une production de 10 à 20 MW.

(Les chiffres renvoient à la légende, page précédente)

quent, il vaut mieux établir au début un contact relativement lâche entre la gaine et le combustible, et compter sur la pression de 40 kg/cm² régnant dans la pile en fonctionnement pour assurer le contact étroit; on peut aussi améliorer le transfert de chaleur en introduisant une atmosphère d'hélium dans les gaines.

Les effets du fluage sur des gaines longues et d'une seule pièce, effets dus aux propriétés mécaniques de l'uranium et à la différence des dilatations thermiques de l'uranium et de l'aluminium, sont considérés comme très sérieux. Par accumulation, ces effets peuvent facilement provoquer la fissuration d'une barre de combustible. On peut diminuer cet effet en utilisant des cartouches de combustible de courte longueur.

La gaine, sur toute la longueur de la barre, porte des ailettes obtenues par fluage; ces ailettes assurent le centrage des barres à l'intérieur du tube d'aluminium où circule le réfrigérant; de cette manière, les barres forment un ensemble rigide, se terminant par une partie filetée et comportant, à la partie supérieure, les orifices de sortie du réfrigérant et, à l'extrémité libre inférieure, un raccord coulissant qui retourne au tube d'arrivée du réfrigérant. Ce dispositif permet la dilatation thermique longitudinale.

Le tube où circule le réfrigérant est entouré par des pièces en céramique pour isolement thermique entre le réfrigérant et l'eau servant de ralentisseur. On a envisagé d'employer comme matériaux isolants des oxydes de béryllium, de magnésium, d'aluminium, de silicium et de zirconium, produits avec des porosités de 60 à 70 pour cent. Nous avons effectué quelques expériences et avons constaté qu'il est très difficile de trouver une substance qui ait de bonnes propriétés physiques et mécaniques, capable de résister aux cyclages de température et de pression, ainsi qu'aux rayonnements.

Une des conditions les plus importantes au bon comportement des barres d'uranium est l'intangibilité de l'isolant qui, en se brisant, provoquerait le percement de la gaine.

Il est également important de se rappeler qu'il ne faut pas que les gaines se percent par suite de gonflement ou de corrosion, car une gaine percée ou fissurée constitue un grave accident.

Nous avons réalisé pour les barres d'uranium une grande variété de types expérimentaux dont aucun n'est très satisfaisant. La difficulté du problème est augmentée par la nécessité de placer à l'intérieur des barres des thermocouples et un dispositif servant à déceler les fuites de la gaine.

Extraction et utilisation de l'énergie thermique produite par la pile expérimentale

Cet ensemble complexe de problèmes peut être étudié sous les trois rubriques suivantes :

1. Extraction des calories produites dans les barres d'uranium;
2. Extraction des calories produites dans la cuve;
3. Utilisation de la chaleur.

On a effectué une assez grande quantité de travaux théoriques et expérimentaux sur l'extraction de la chaleur des barres de combustible. Les résultats numériques marquants sont énumérés dans le tableau des caractéristiques. Nous sommes convaincus, non sans raisons, que nous pouvons extraire de notre pile expérimentale, sans grandes difficultés, une puissance calorifique de 10 MW, mais nous ne voyons pas clairement pendant combien de temps nous pourrons continuer à le faire.

Toute la chaleur produite dans la pile ne peut pas être évacuée par l'eau de refroidissement. Il y aura inévitablement un échange entre l'eau servant de ralentisseur et l'eau de refroidissement. Le ralentisseur et la cuve absorberont de l'énergie de rayonnement et il y aura des pertes de chaleur par conduction entre le réfrigérant et le modérateur et les matériaux de structure.

Si on suppose que la pile fonctionne avec une production d'énergie thermique de 10 MW provenant des barres, nos études montrent qu'environ 1,5 MW sera perdu dans le corps du ralentisseur et dans les matériaux de la cuve, énergie qui doit être extraite à une température qui est celle du ralentisseur.

Comment utiliser au mieux la chaleur produite par une pile pour actionner un turbo-alternateur? C'est, à ce qu'il semble, un problème technique classique, mais, dans le cas présent, on aimerait aussi fournir à la turbine cette quantité d'énergie thermique (1,5 MW) à faible température. Nous en avons conclu que, pour notre pile expérimentale, le meilleur cycle énergétique devrait comprendre un réchauffage de l'eau d'alimentation à la fois par l'eau servant de ralentisseur et par la vapeur extraite à un stade intermédiaire pendant qu'elle se détend dans la turbine, l'utilisation de la surchauffe ne devant se faire qu'entre étages.

Les études concernant le rendement d'ensemble indiquent que, pour une production d'énergie thermique de 10 MW, au total, on peut tirer du générateur près de 2,5 MW d'électricité.

D'autre part, certains circuits et appareillages non classiques doivent être incorporés à l'installation de la pile; ils figurent au schéma de principe. Par exemple, pendant le fonctionnement, l'eau lourde se décomposera partiellement en un mélange de D_2 et de O_2 qui doit être recombiné, afin de ne pas perdre d'eau lourde et de diminuer le danger de mélanges tonnants. Pour cette dernière raison, un gaz de remplissage, hélium ou gaz carbonique, doit être maintenu sur toutes les surfaces libres dans le circuit d'eau lourde. Un dispositif de purification est également nécessaire dans ce circuit pour débarrasser l'eau des impuretés qu'elle contient, principalement sous la forme d'oxydes de fer et d'aluminium.

Il est nécessaire encore d'augmenter la pression dans la cuve et de la porter à une valeur supérieure

à celle de la pression d'équilibre de la vapeur, pour empêcher l'ébullition à la surface des barres de combustible et pour éviter qu'un certain volume de liquide ne se répande en dehors de la cuve, car la cuve est complètement remplie d'eau à la température de démarrage.

Pour un bon échange thermique, l'eau lourde doit être débarrassée des gaz absorbés dans des appareils de dégazage avant d'être envoyée aux échangeurs.

Enfin, il faut une cuve permettant de recueillir la quantité totale d'eau lourde contenue dans l'ensemble.

Ce projet de génératrice nucléaire expérimentale, tel que nous venons de l'esquisser, peut paraître assez satisfaisant; mais une étude plus minutieuse révèle des problèmes techniques, outre ceux qui ont déjà été mentionnés, pour lesquels il est assez difficile de trouver de bonnes solutions. Ces problèmes, pour la plupart, se ramènent à la même exigence : l'eau servant de ralentisseur et l'eau de refroidissement doivent rester séparées avec une différence de température d'environ 170 °C.

Cette exigence donne lieu à de fortes contraintes thermiques dans tout l'ensemble de la pile. Les problèmes d'isolement thermique sont rendus encore plus compliqués par la nécessité de satisfaire les conditions posées par la physique nucléaire.

Bien que nous nous sentions capables de faire face aux difficultés, nous avons actuellement le sentiment qu'un projet tel que celui que nous venons d'esquisser aurait beaucoup plus le caractère d'une complète aventure que celui d'une contribution technique; et nous nous rendons compte, en outre, qu'un léger enrichissement du combustible suffirait à assurer le fonctionnement à température uniforme et, par suite, à éliminer les difficultés actuelles.

Des événements récents, qui ont abouti à la présente conférence, nous permettent de supposer que nous pourrions bientôt disposer d'un peu de combustible enrichi. Nous basant sur cet espoir, nous avons donc examiné comment notre pile se comporterait si les barres de combustible, dépouillées jusqu'à la gaine lisse, plongeaient dans le ralentisseur chaud, ce qui nous a amenés au principe de la pile à ébullition.

Nous étions au courant, depuis quelque temps, des possibilités qui découlent de ce principe et des rapports encourageants, en provenance des États-Unis d'Amérique, nous ont conduits à chercher comment notre pile expérimentale se comporterait si nous y permettions l'ébullition avec des barres nues. Nous avons trouvé que le fait de placer des barres nues dans un ralentisseur bouillant à environ 230 °C nous amenait, quant au bilan des neutrons, à une situation à peu près analogue à celle que nous avions dans la variante à ralentisseur froid et à circulation de réfrigérant chaud.

Certes, il est difficile de faire des calculs précis de réactivité sur un projet de pile et nos physiciens ne sont pas convaincus que dans notre pile à ébullition, les réactions en chaîne s'entretiendraient à température élevée avec de l'uranium naturel seul. Si nous ne voyions aucune façon d'obtenir du combustible enrichi, nous aurions probablement considéré un projet de pile à ébullition comme trop hasardeux. Mais comme nous espérons obtenir un peu de combustible de ce genre, nous comptons bien amener la pile à diverger à la température que nous désirons.

Dans l'étude du transfert de chaleur dans une pile à ébullition, nous avons trouvé que, si nous pouvions extraire 10 MW avec l'eau à 230 °C de la pile à ralentisseur froid et à réfrigérant chaud, nous pourrions extraire 15 MW, sous forme de vapeur d'eau lourde à 230 °C, avec un pile à ébullition en supposant une similitude de configuration générale et de gainage du combustible.

Si on donnait carte blanche à un ingénieur-thermicien pour la proposition d'un projet de pile à ébullition, je crois que son premier souci serait d'assurer la circulation forcée d'un courant d'eau ascendant dans l'espace occupé par les barres afin de briser la turbulence des courants qui s'opposent à la montée et qui peuvent produire une surchauffe du combustible. Il trouverait probablement une solution en faisant passer beaucoup d'eau dans la cuve, par des conduites forcées ou des trompes, ou en faisant circuler avec force l'eau servant de ralentisseur. Nous pourrions évidemment concevoir une pile à ébullition fort intéressante, en choisissant à volonté le taux d'enrichissement, le type et la forme des cartouches de combustible. Toutefois, nous avons plutôt l'intention de continuer notre étude en nous accommodant des restrictions déjà mentionnées, c'est-à-dire en comptant sur du combustible naturel et en utilisant l'eau lourde dont nous pouvons disposer, soit environ 15 tonnes.

Si nous examinons ce projet après révision, nous sommes convaincus que nous pouvons construire une pile à ébullition sous pression d'environ 10 MW, avec bon espoir de porter la puissance de fonctionnement à 20 MW après un certain travail d'expérimentation sur l'installation réalisée.

Cette pile produirait de la vapeur d'eau lourde à 230 °C, à raison de 10 à 20 tonnes par heure. Tenant compte des contingences matérielles, nous pourrons construire une telle installation dans une région industrielle et vendre la vapeur sur place, si nous pouvons en fournir et quand nous le pourrons, mais avec pleine possibilité de faire marcher la pile pour nos propres besoins.

L'étude d'un projet de pile à ébullition est donc en cours, conformément aux caractéristiques principales suivantes :

Diamètre interne libre de la cuve	2 700 mm
Pression de fonctionnement, environ	30 kg/cm²
Longueur d'une barre d'uranium . .	2 400 mm
Eau lourde dans la cuve, environ .	14 000 kg
Poids d'uranium, environ	8 200 kg
Diamètre de la cartouche de combustible	27 mm

Trou central dans la cartouche de combustible	10 mm
Longueur de la cartouche de combustible	100 mm
Nombre de barres de combustible sur réseau de 125 mm de pas . . .	373

La réussite du projet dépend beaucoup de la façon dont nous pouvons faire face aux conditions hydro-thermodynamiques dans la cuve, car il faut que le volume complet du ralentisseur soit rempli de barres de combustible, et nous avons à peine assez d'eau lourde pour établir un régime net de courants ascendants et descendants dans la cuve. Des expériences de laboratoire satisfaisantes, pour étudier ces conditions, constituent un gros travail; aussi préférons-nous réaliser nos expériences sur la pile en fonctionnement.

Les barres de combustible peuvent être très simples, pour une pile à ébullition. Nous avons l'intention d'enfermer les cartouches de combustible dans des gaines en alliage d'aluminium, de les accrocher au couvercle de la cuve et de les envoyer dans le fond et d'observer leur comportement. Nous pensons trouver des solutions plus originales pour la mise en place d'un chargement de combustible dans la pile et, à cet effet, le couvercle de la cuve pourra être enlevé à chaud et remplacé par un autre, adapté à d'autres mises en forme du combustible.

Nous nous sommes beaucoup préoccupés du meilleur emplacement à donner à une pile sous pression, car il nous faut admettre qu'il est possible que la cuve de la pile explose. Comme nous tenions à prendre toutes les précautions raisonnables en cas d'un accident de ce genre, il s'est révélé fort coûteux d'ériger un bâtiment sur un terrain libre.

La solution qui pour nous semble la meilleure serait de dégager à l'explosif l'espace nécessaire à l'installation dans le flanc d'une montagne de granit; un tel emplacement serait apte à contenir une explosion.

Cette analyse d'ensemble est basée sur les résultats obtenus par le personnel hollando-norvégien qui travaille au Kjeller Reactor Establishment, et par un groupe du Chr. Michelsens Institute, à Bergen. S'il fallait citer les personnes qui ont contribué de façon importante aux études, elles seraient très nombreuses. Dans ces conditions, j'estime plus prudent de n'en mentionner aucune et j'exprime mes remerciements aux collègues du Kjeller Establishment et de mon Institut pour la possibilité qu'ils m'ont donnée de présenter les résultats de nos travaux.

Projet de prototype d'une centrale équipée d'une génératrice nucléaire à eau bouillante

par J. M. Harrer *, A. S. Jameson * et J. M. West *

INTRODUCTION

Dans le cadre du plan quinquennal établi par la Commission de l'énergie atomique des États-Unis d'Amérique pour la réalisation de génératrices nucléaires, l'Argonne National Laboratory a entrepris l'étude et la construction d'une génératrice nucléaire expérimentale à eau bouillante (Experimental Boiling Water Reactor, ou EBWR). La génératrice EBWR est prévue pour fournir une puissance calorifique de 20 000 kW. Elle utilisera la circulation naturelle de l'eau et aura des dimensions telles que ses caractéristiques pourront être extrapolées afin de permettre la réalisation de génératrices nucléaires de même principe, utilisables dans une centrale productrice d'énergie.

Les avantages que présente au point de vue de la construction une génératrice nucléaire utilisant directement l'ébullition apparaissent sur la figure 1, où sont comparées une installation à eau bouillante et une installation avec génératrice où l'eau sous pression sert de ralentisseur. Afin d'obtenir une pression relative de 600 livres par pouce carré (42 atmosphères) à la turbine, cette dernière génératrice, avec tout son système de tuyaux, de pompes et d'échangeurs thermiques, doit fonctionner sous une pression relative de 2 000 livres par pouce carré (138 atmosphères), tandis que, si l'on utilise directement l'ébullition, l'ensemble travaille seulement sous la valeur plus basse de la pression relative de 600 livres par pouce carré (42 atmosphères). De plus, la pompe d'alimentation est plus petite et moins coûteuse, et un échangeur thermique n'est pas nécessaire.

Original : anglais.
* Argonne National Laboratory.

DONNÉES FONDAMENTALES

Le projet de la génératrice nucléaire EBWR est inspiré d'une expérience limitée et de données provenant de deux sources. La première de ces sources est la pile « Borax », comprenant un cœur de faibles dimensions à combustible fissile pur, comportant des plaques actives en un alliage d'aluminium et d'uranium-235, gainées d'aluminium; cette pile a fonctionné à la Reactor Testing Station

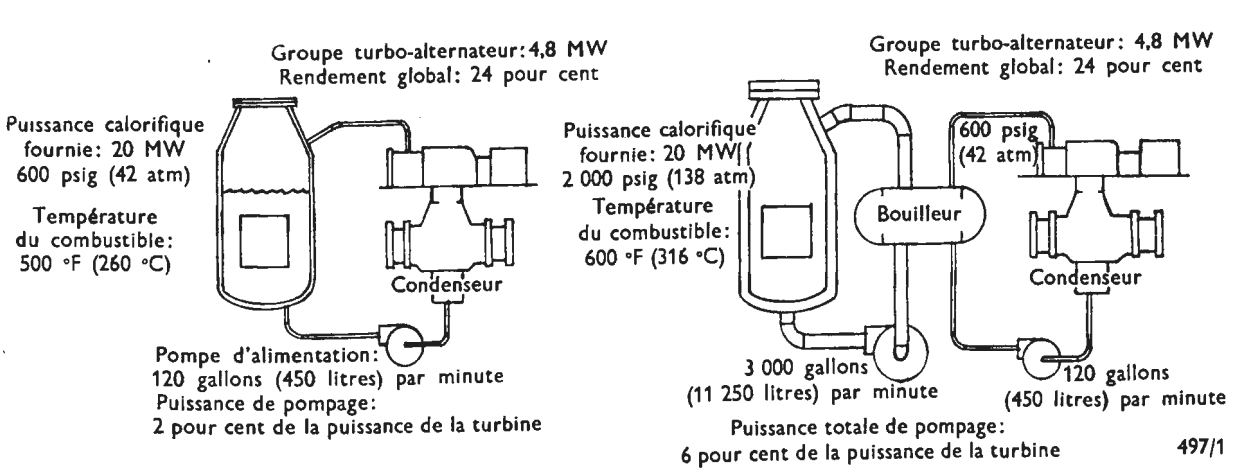


Figure 1. — Comparaison des circuits et de l'emploi de la vapeur dans une pile à ébullition et une pile à eau sous pression.

de l'Idaho. La deuxième de ces sources est constituée par une série d'expériences sur la densité à l'ébullition, qui ont été effectuées au laboratoire sur des canaux de chargement simulés, chauffés électriquement.

Les plaques actives de Borax étaient régulièrement espacées dans des canaux verticaux, afin de permettre la circulation naturelle de l'eau de refroidissement. La puissance recueillie en régime permanent à la sortie de la pile était stable, pour des densités de puissance atteignant 38 kW par litre de réfrigérant, sous une pression relative de 300 livres par pouce carré (21 atmosphères). L'exploitation de « Borax » a permis de constater que, par sa nature même, la pile présentait une sécurité de fonctionnement qui résulte du fait que l'eau peut déborder et qu'il est possible d'en effectuer le réglage par formation de bulles de vapeur, pour diverses valeurs importantes de la puissance. Ces deux constatations ont servi de point de départ au projet du cœur d'EBWR.

Un cœur composé d'uranium-235 pur ne saurait constituer une source convenable d'énergie dans une centrale, pour les raisons suivantes : 1) si on emploie de l'uranium-235, les dépenses d'exploitation ne permettent pas de supporter la concurrence avec les centrales au charbon ou au mazout; 2) avec un cœur de grandes dimensions en combustible fissile pur, il se produirait, lors du débordement de l'eau, un accroissement de réactivité qui entraînerait un manque de sécurité relatif. Pour remplir son rôle de prototype de grandeur naturelle, la génératrice EBWR doit donc avoir un cœur en uranium naturel, comme ce serait le cas dans une centrale avec génératrice nucléaire à ébullition directe de dimension industrielle.

ÉTUDE DE LA PILE

Avec un milieu actif partiellement enrichi, l'eau, en débordant, peut augmenter ou diminuer la réactivité. Les facteurs déterminants sont le rapport du volume de l'eau à celui de l'uranium, et les dimensions du cœur. Les études de la masse critique montrent que, pour avoir un coefficient cavitaire qui soit sûrement négatif, il faut que le rapport du volume de l'eau à celui de l'uranium ne dépasse pas 2 dans de grandes installations. Pour des génératrices plus petites, comme EBWR, ce rapport peut être plus élevé; pour EBWR, par exemple, il est de 2,5. En ajoutant des cartouches à combustible enrichi, on peut le porter à la valeur 3,6.

Le choix du volume du cœur a été fixé d'après une densité de puissance de 25 kW par litre (706 kW par pied cube) de réfrigérant. Pour une puissance calorifique totale de 20 000 kW, les dimensions voulues du cœur sont de 1,22 m (4 pieds) pour le diamètre et pour la longueur. Étant donné le caractère expérimental de la génératrice EBWR, on a prévu la possibilité de faire varier le diamètre jusqu'à 1,52 m (5 pieds). On estime toutefois qu'un diamètre de 1,22 m devrait être suffisant.

L'enrichissement requis pour atteindre la divergence varie avec le diamètre. A cet effet, deux types de cartouches actives sont utilisés : le type A contient de l'uranium naturel et le type B de l'uranium-235 dilué dans du zirconium. Les cartouches du type B ont la même puissance calorifique et le même taux de fission que les cartouches en uranium naturel. On peut faire varier le contenu total du cœur en uranium-235 si l'on dispose d'un nombre suffisant de cartouches de chacun des deux types. Le cœur de référence, de 1,22 m de diamètre, nécessite 77 cartouches en uranium naturel, représentant environ 4 536 kg (5 tonnes américaines), et 35 cartouches à combustible enrichi, représentant environ 19 kg d'uranium-235.

Les structures des deux types de cartouches sont analogues, et elles sont parfaitement interchangeables dans le cœur (voir figure 2). Chaque plaque active a 0,28 pouce (0,71 cm) d'épaisseur, y compris

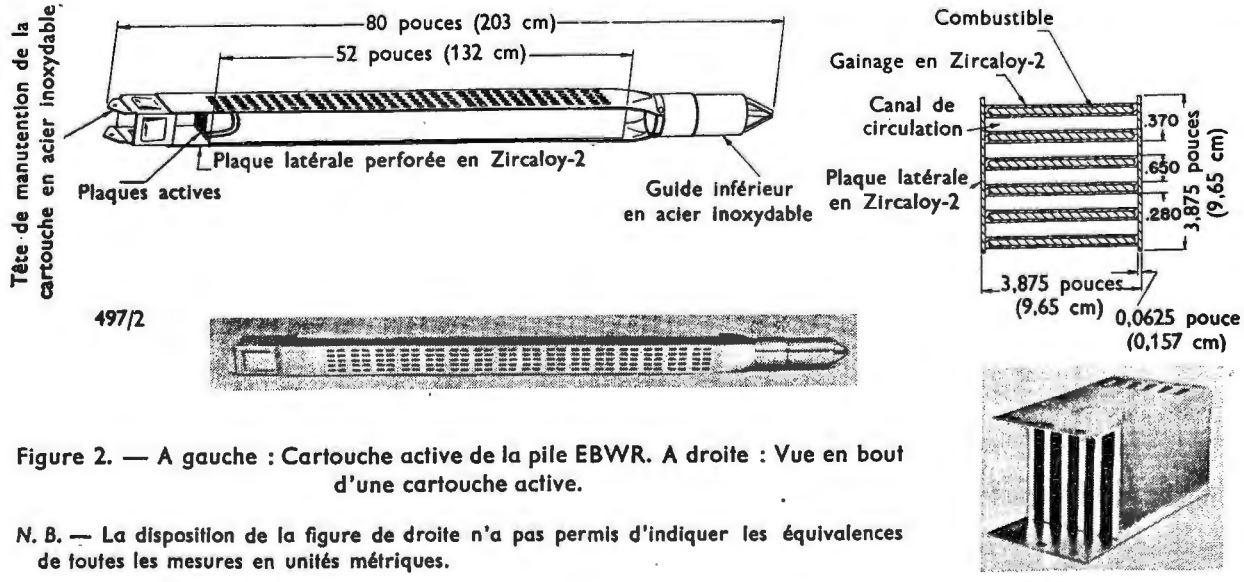


Figure 2. — A gauche : Cartouche active de la pile EBWR. A droite : Vue en bout d'une cartouche active.

N. B. — La disposition de la figure de droite n'a pas permis d'indiquer les équivalences de toutes les mesures en unités métriques.

le gainage en Zircaloy-2. Les plaques actives sont soudées par six par leurs bords aux plaques latérales en Zircaloy-2, de manière à ménager des canaux de refroidissement de 0,37 pouce (0,94 cm) de largeur. Des perforations dans les plaques latérales atténuent la rigidité du support, permettant ainsi la dilatation des plaques actives. Les canaux des cartouches actives sont centrés au fond du cœur, au moyen d'une embase creuse à alvéoles; l'eau de refroidissement pénètre dans les cartouches par ces canaux. Au sommet, des lames de ressort maintiennent séparées les cartouches voisines.

Le taux de conversion global du cœur est de 0,7. Le taux de conversion spécifique des cartouches en uranium naturel seules est approximativement égal à l'unité. Les cartouches à combustible enrichi sont remplacées lorsque 40 pour cent du combustible est brûlé. La quantité de chaleur fournie en moyenne par les cartouches à combustible enrichi représente 37 pour cent de la quantité de chaleur totale produite par la génératrice nucléaire.

Pour un rapport constant entre le nombre des cartouches à combustible naturel et le nombre des cartouches à combustible enrichi, le coefficient cavitaire est légèrement négatif à la température de fonctionnement de 488 °F (252 °C), comme le

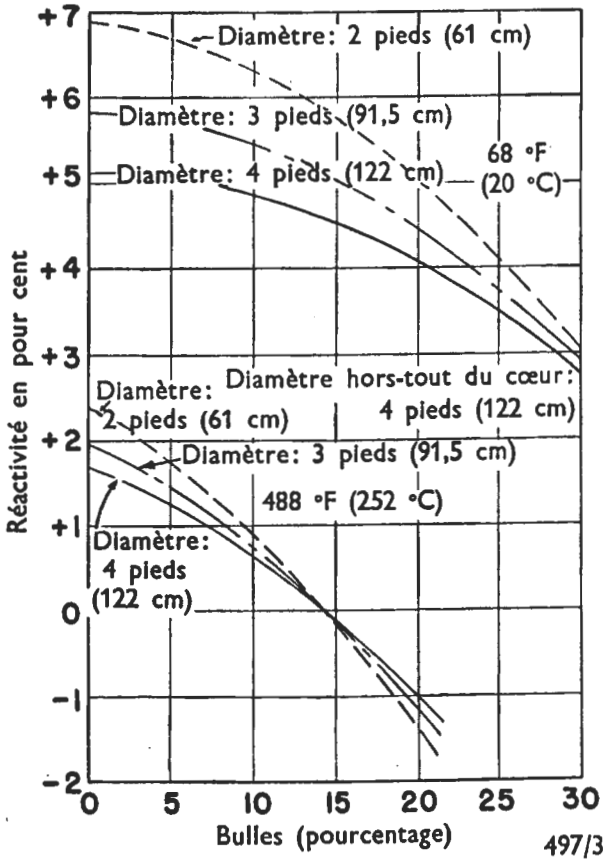


Figure 3. — Réactivité en fonction du pourcentage en volume des bulles de vapeur pour différents diamètres de la zone enrichie.

montre la figure 3. La pente de la courbe de la réactivité en fonction du pourcentage en volume des bulles de vapeur décroît lorsque le diamètre du milieu actif enrichi augmente. Pour le cœur de 1,22 m, la réactivité diminue de 3,5 pour cent quand on passe de 68 °F à 488 °F (20 °C à 252 °C). De ces 3,5 pour cent, 1 pour cent provient des variations de la section efficace et 2,5 pour cent d'une variation de 20 pour cent de la densité de l'eau. Une nouvelle diminution de 2,2 pour cent se produit lorsque le pourcentage en volume des bulles de vapeur passe de 0 à 17,5 pour cent, à 252 °C, pour obtenir une puissance de 20 000 kW.

Le chargement exact d'EBWR sera déterminé expérimentalement. Afin que les bulles de vapeur ne retiennent pas une trop grande fraction de la réactivité à la puissance de fonctionnement, il y a intérêt à ce que le coefficient cavitaire de réactivité (ou coefficient de densité) soit faiblement négatif au voisinage de 68 °F (20 °C); ce coefficient cavitaire augmente sensiblement lorsque la température augmente. Le fonctionnement de la génératrice est plus sûr lorsqu'on porte au préalable l'eau de la pile à 325 °F (163 °C), au moyen d'une source de chaleur extérieure. Le mécanisme naturel d'arrêt dû à la formation des bulles de vapeur acquiert ainsi une plus grande efficacité.

La figure 4 représente une section horizontale du cœur. Les cartouches de combustible sont étroitement serrées afin d'éviter tout échauffement local excessif. Un espace carré de 4 pouces (10,16 cm) de côté est assigné à chacun d'eux. Neuf cartouches sont contenues dans les cellules carrées de 12 pouces (30,5 cm) de côté ménagées entre les glissières des barres de réglage; ces glissières sont en Zircaloy-2 et ménagent des espaces de 0,5 pouce (1,27 cm) pour l'introduction des barres de réglage en hafnium, en forme de croix, de 1/8 pouce (0,32 cm) d'épaisseur.

On utilise 9 barres, permettant un réglage de réactivité de 12 500 pcm. Ces barres sont mues par des mécanismes situés sous le cœur. Comme le montre la figure 5, les parties en hafnium des barres sont fixées à des rallonges en zirconium, dont la section est également en forme de croix, et de mêmes dimensions, ceci afin de réduire les échauffements locaux qui se produiraient si les canaux où se déplacent les barres de réglage étaient remplis d'eau. Lorsque les barres de hafnium sont totalement relevées au-dessus du cœur, les rallonges occupent les trois quarts de sa hauteur.

Le cœur est placé au centre d'une cuve étanche de 7 pieds (2,14 m) de diamètre intérieur. Le large anneau cylindrique de 1,5 pied (45,7 cm) de largeur, qui correspond au cœur de 4 pieds (1,22 m), sert de conduite de descente pour la circulation naturelle de l'eau. Le bâti de soutien et la disposition générale sont représentés sur la figure 6. L'eau d'alimentation est injectée à 110 °F (43 °C) environ, par un tore situé à la partie supérieure du conduit de descente; ce procédé sert à détruire les bulles de vapeur entraînées par l'eau jusqu'à cet endroit. Dans sa descente, l'eau est refroidie de

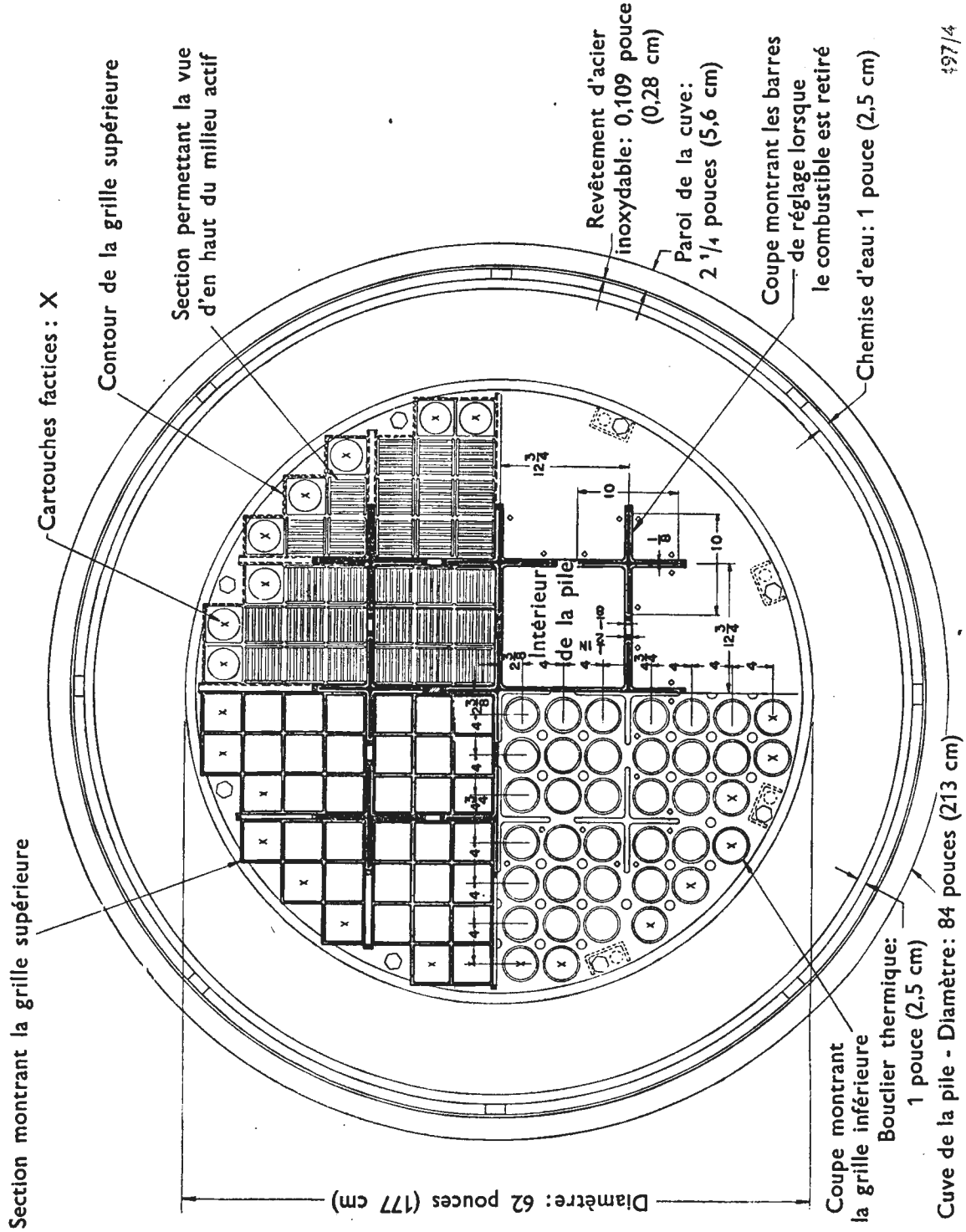


Figure 4. — Coupes horizontales de la pile EBWR.

N. B. — La disposition de cette figure n'a pas permis d'indiquer les équivalences de toutes les mesures en unités métriques.

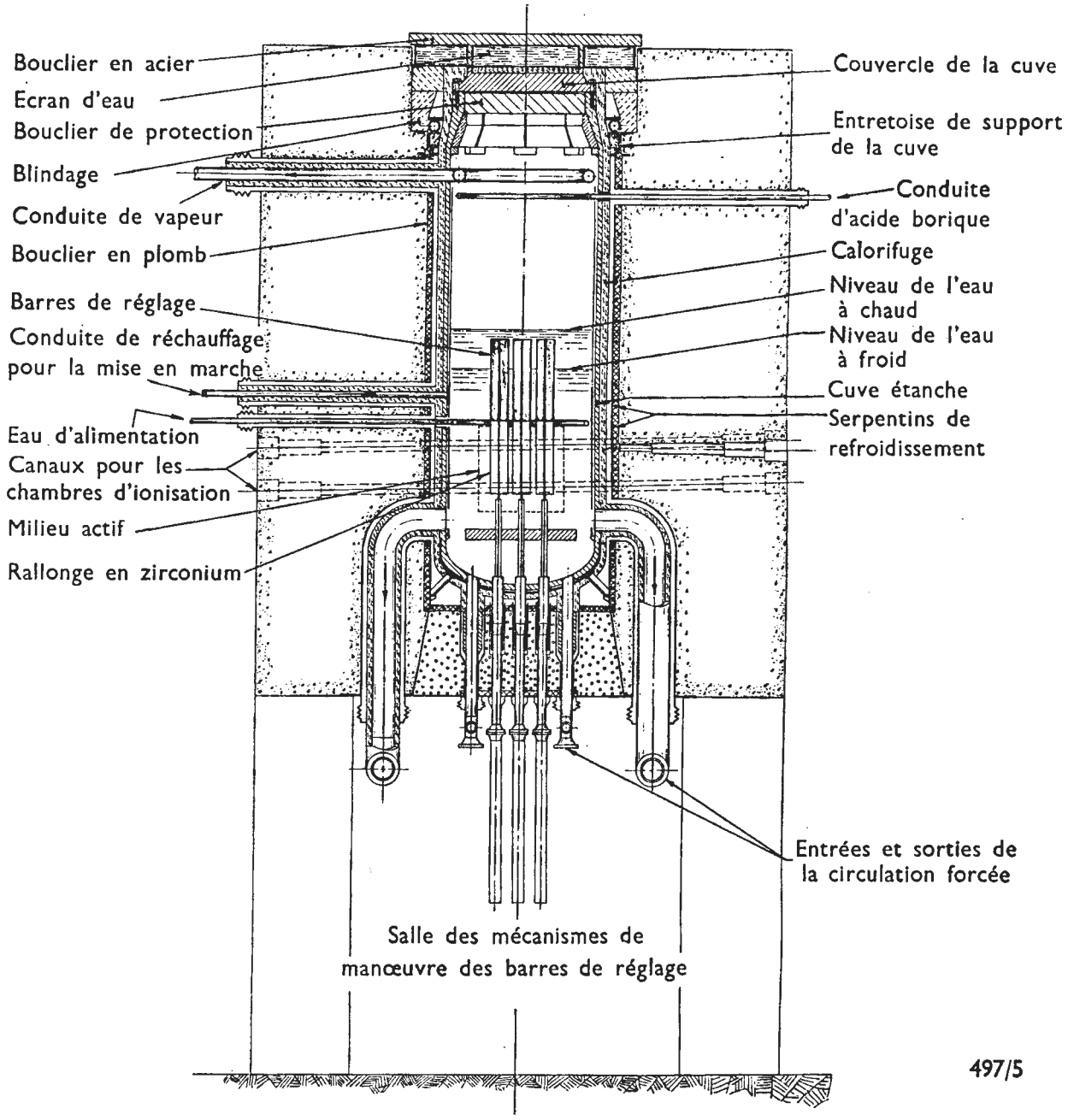


Figure 5. — Coupe verticale de la pile EBWR.

11 °F (6 °C) environ lorsqu'elle entre dans les cartouches actives, en traversant l'embase creuse à alvéoles qui se trouve à leur partie inférieure. L'ébullition commence environ au tiers de la cartouche au-dessus de sa base.

Les canaux des cartouches, pour une puissance de 20 000 kW, contiennent en moyenne 20 pour cent de vapeur. La quantité moyenne des bulles, pour le ralentisseur entier, représente environ 17,5 pour cent. La variation de réactivité attribuable aux bulles de vapeur est ce que l'on appelle le « pourcentage d'excès de réactivité », c'est-à-dire l'excès sur la réactivité à la divergence, lorsqu'il n'y a pas de bulles et que l'eau et la vapeur sont à la température de fonctionnement. La figure 7 montre la variation de la puissance fournie en fonction du pourcentage d'excès de réactivité. On ne peut obtenir un accroissement de puissance autrement qu'en déplaçant les barres de réglage de manière à accroître l'excès de réactivité, lequel diminue à son tour du fait de l'augmentation des bulles de vapeur lorsque la puissance produite augmente. Ainsi, à chaque position des barres correspond une puissance définie, qui dépend, d'une part, de l'état d'empoisonnement et, d'autre part, de l'épuisement du combustible.

Le flux moyen de chaleur à la surface des cartouches est de 40 000 Btu par heure et par pied

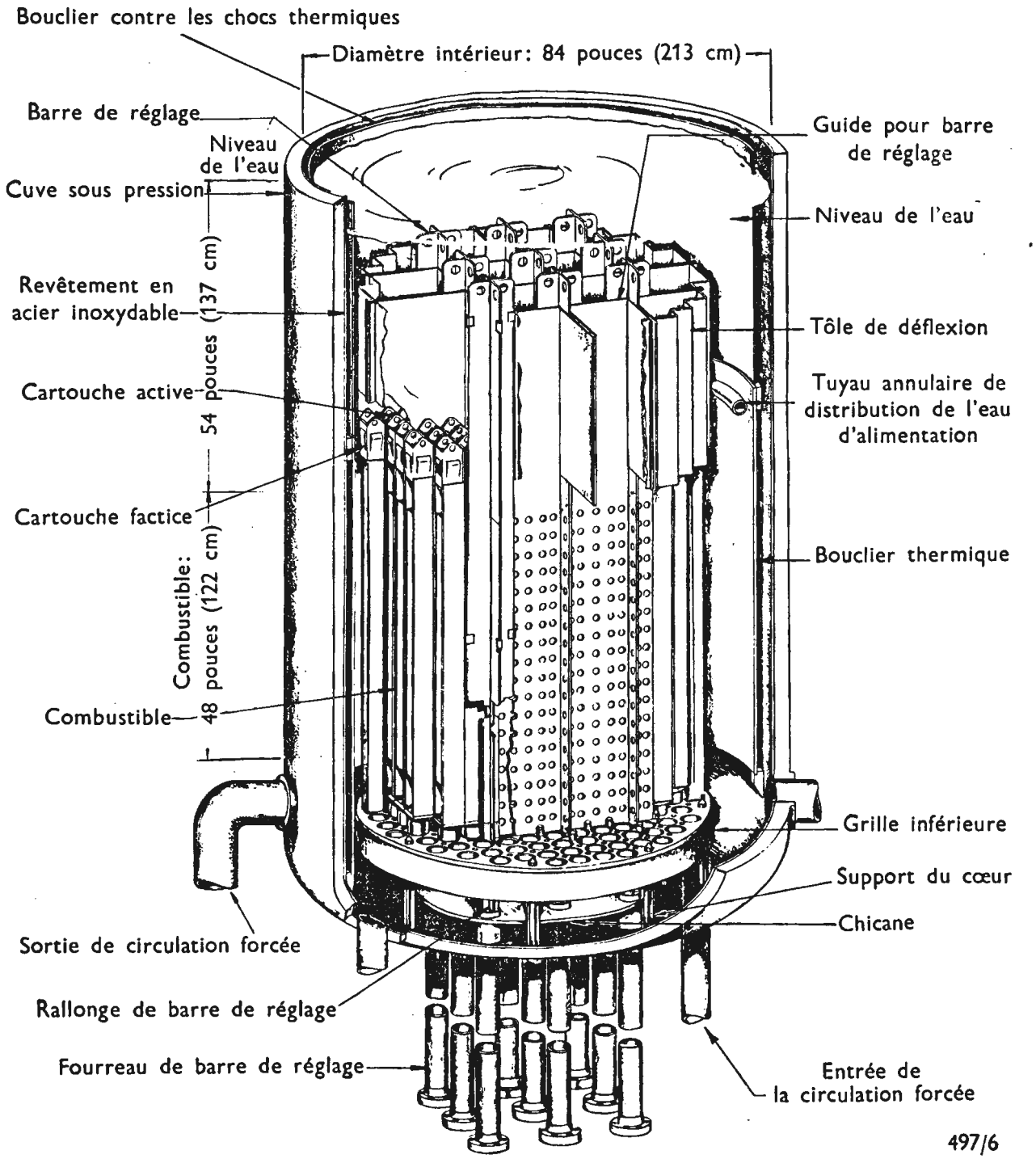


Figure 6. — La pile EBWR vue en perspective.

carré (3 cal/cm²/s). En certains points chauds sur les canaux des barres de réglage ou sur des cartouches neuves à combustible fissile pur, le flux peut s'élever à la valeur de 150 000 Btu par heure et par pied carré (11 cal/cm²/s). Compte tenu des conditions de débit et de densité de fonctionnement d'EBWR, on a déterminé, par des expériences d'ébullition, avec des canaux de chargement simulés, chauffés électriquement, que le flux de chaleur destructif est d'au moins 600 000 Btu par heure et par pied carré (45 cal/cm²/s).

On peut obtenir un accroissement du débit de chaleur par circulation forcée. Étant donné le caractère expérimental de la génératrice, on a installé, en prévision d'un usage futur, des tuyaux de circulation forcée traversant le bouclier de protection, comme le montre la figure 6. L'eau entrerait par des conduites de 6 pouces (15,2 cm) de

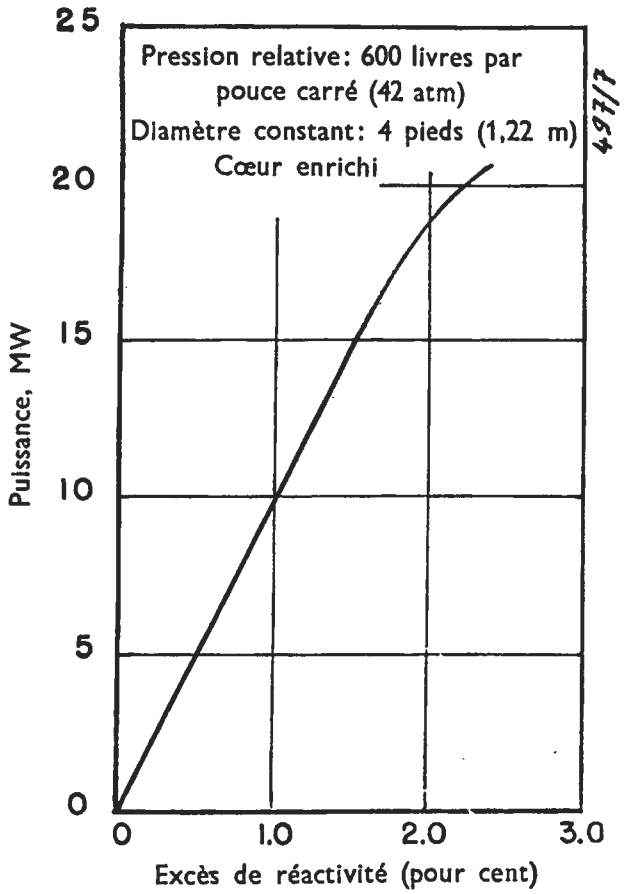


Figure 7. — Puissance thermique en fonction du pourcentage d'excès de réactivité.

diamètre, au-dessous du cœur, et sortirait par des conduites de 12 pouces (30,4 cm) de diamètre, sur le côté de la cuve. Une tôle serait également placée autour du cœur et de la grille du fond, afin d'obliger l'eau à traverser le cœur dans le sens ascendant.

Un cylindre en acier inoxydable de 1 pouce (2,54 cm) d'épaisseur sert de bouclier thermique à la cuve étanche. Il est placé dans la région entourant le cœur, pour réduire les effets thermiques en absorbant les rayons gamma. Un bouclier plus léger est installé au-dessus des conduites d'eau, afin de protéger la cuve étanche contre un choc thermique dû à une introduction accidentelle d'eau froide.

Le dôme de vapeur a 7 pieds (2,12 m) de hauteur, et la vitesse de la vapeur à l'intérieur de ce dôme. est d'environ 0,5 pied par seconde (15,2 cm/s) Cette faible vitesse permet un très bon mécanisme de séparation de l'eau et de la vapeur. On espère qu'entre la vapeur et l'eau, la radioactivité sera réduite dans la proportion de 10 000 à 1.

La protection du cœur contre une mise à nu due à une fuite d'eau accidentelle a été prévue. S'il n'est plus immergé, le cœur peut fondre sous l'effet de la chaleur résiduaire dans le combustible. Un tore situé au-dessus du cœur, assure une aspersion pour refroidir les éléments. Cette eau a passé sur des cristaux d'acide borique, de sorte que, même si les barres de réglage ne sont pas introduites dans le cœur, la réaction nucléaire ne se déclenchera pas tant que cette eau pénétrera dans le cœur.

On a également prévu l'arrêt de la génératrice dans le cas où le système des barres de réglage tomberait en panne pendant que la génératrice fonctionne à pression maximum. De l'eau contenant de l'acide borique, conservée dans un réservoir sous une pression relative à 1 600 livres par pouce carré (109 atmosphères), peut être injectée dans l'eau de la pile au-dessous du cœur, ce qui a pour effet d'obtenir un arrêt rapide.

Des barres de réglage sont manœuvrées au travers de « joints-labyrinthes », placés aux extrémités inférieures de fourreaux fixés au-dessous de la cuve sous pression. Les joints fonctionnent par rupture de pression. Pour prévenir toute fuite d'eau, on a ajouté un presse-étoupe fonctionnant à la pression atmosphérique. L'eau qui fuit par les joints est recueillie et réintroduite dans le circuit. Une petite partie de l'eau d'alimentation, de l'ordre de 2 pour cent environ, est introduite à l'extrémité inférieure des fourreaux pour les refroidir ainsi que les joints. Un blindage suffisant, placé autour des fourreaux, permet d'accéder au mécanisme de manœuvre des barres pour les travaux d'entretien et de contrôle.

Le mécanisme de manœuvre des barres de réglage est une broche à vis dont l'écrou est mobile. Une barre d'entraînement de 1 pouce (2,54 cm) de diamètre est maintenue sur l'écrou par un verrouillage électromagnétique. La libération de cette barre et son introduction rapide dans le cœur pour arrêter la pile doivent avoir lieu en 0,5 seconde. L'introduction des barres de réglage est facilitée par des ressorts qui exercent une force d'environ 1 000 livres (450 kg) et qui agissent sur une longueur d'environ 10 cm. La principale fonction de ces ressorts consiste à mettre rapidement les barres en mouvement. La pesanteur, ainsi que la force à la pression dans la cuve de la pile, contribuent toutes deux à faire pénétrer les barres de réglage dans la pile. Un amortisseur extérieur ralentit les barres sur les 5 derniers pouces (12,7 cm) de leur course.

Le bouclier de protection proprement dit de la génératrice est constitué par une épaisseur de 3 pouces (7,6 cm) de plomb refroidi à l'eau, et une épaisseur de 2,28 m de béton. Les conduites de vapeur et d'eau traversent ce bouclier; elles sont coudées pour empêcher les fuites de rayonnement. Les parties du bouclier en béton qui sont voisines des tuyaux sont refroidies, soit à l'air, soit à l'eau.

L'ouverture, à la partie supérieure de la cuve de la pile, est suffisamment grande pour permettre d'enlever le cœur tout entier, y compris la grille d'embase inférieure, afin de le remplacer par un cœur conçu pour fonctionner avec de l'eau lourde. Si l'on veut utiliser la génératrice avec de l'eau lourde, on doit obligatoirement faire en sorte que les fuites dans l'appareillage du circuit primaire soient

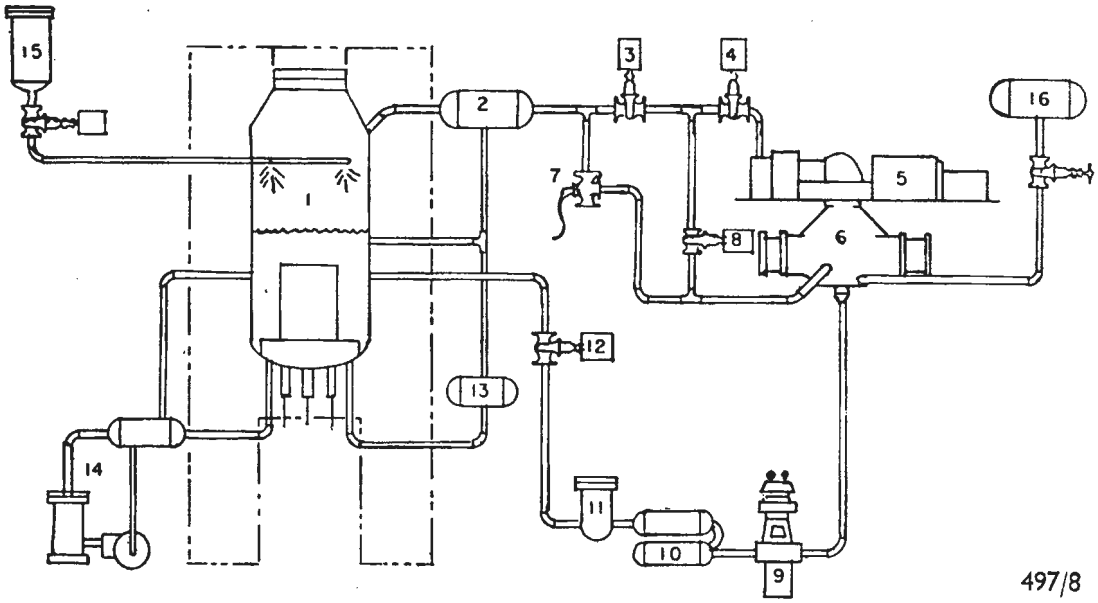


Figure 8. — Schéma de principe des circuits de vapeur et d'eau d'alimentation.

1. Pile; 2. Sécheur de vapeur — refroidissement de secours; 3. Vanne principale d'arrêt; 4. Vanne d'arrêt et d'admission à la turbine; 5. Groupe turbo-alternateur; 6. Condenseur; 7. Soupapes de détente et de sécurité; 8. Vanne de la dérivation; 9. Pompes d'alimentation de la pile; 10. Refroidisseurs des éjecteurs d'air; 11. Filtre pour l'eau d'alimentation; 12. Distributeur d'eau d'alimentation; 13. Réchauffeur de démarrage; 14. Échangeurs d'ions; 15. Injecteurs d'acide borique; 16. Réservoir d'eau déminéralisée.

extrêmement faibles. La méthode qui permet de surveiller la totalité des fuites sera examinée plus loin.

L'accès aux cartouches placées dans le cœur, pour leur mise en place ou leur enlèvement, se fait normalement par un bouchon de protection tournant qui contient un autre bouchon excentré plus petit. L'ensemble de ce dispositif est placé à la partie supérieure de la cuve étanche. Le bouchon central porte deux ouvertures, l'une pour la manutention et l'autre pour observer l'opération. En tournant les deux bouchons d'abord ensemble, puis l'un dans l'autre, on peut faire en sorte que les deux ouvertures soient amenées au-dessus de n'importe quelle cartouche. Pendant l'observation et la manutention, on assure la protection en remplissant le dôme de vapeur avec de l'eau froide. On utilise une hotte de défournement pour transporter le combustible usé dans un puits rempli d'eau, voisin de la pile.

Le projet prévoit que les barres de réglage doivent être mises en place et retirées par le sommet. Des douilles placées au-dessus de chaque fourreau aident à centrer les barres et les empêchent en outre de tomber sous le cœur.

Si une explosion se produisait dans la cuve, les fragments seraient projetés vers le bas par suite de la forme donnée aux parois de la pile. Les pièces les plus lourdes sont amenées par le dessus de la pile et les plus légères par le dessous. La partie de l'édifice située sous l'étage principal est renforcée à l'aide d'un mur de béton, de 2 pieds (61 cm) d'épaisseur, à l'intérieur de la carapace de l'édifice, afin de protéger celle-ci contre les éclats et d'assurer au sous-sol, qui a une grande profondeur, la résistance nécessaire.

CARACTÉRISTIQUES DE L'INSTALLATION GÉNÉRATRICE DE VAPEUR

La disposition et le choix de l'équipement et des matériaux de construction ont été influencés par le désir de réduire au minimum, d'une part, la quantité de produits corrosifs susceptibles de pénétrer dans la pile, d'autre part, l'entraînement de particules radioactives par la vapeur, qui pourrait en résulter. La figure 8 montre un schéma de principe des principaux organes placés sur les circuits de vapeur et d'alimentation en eau.

L'eau d'alimentation est déminéralisée dans un échangeur d'ions à couches superposées et conservée dans un réservoir de 200 gallons (750 l). Étant donné que les fuites d'eau seront réduites au minimum, il suffira d'un débit de 10 gallons par minute (0,63 l/s). Cet apport d'eau pénètre par la bâche du condenseur, où l'eau est dégazée; de cette manière, la teneur en oxygène de l'eau d'alimentation est maintenue au-dessous de 0,005 cm^3/l.

La pompe d'alimentation en eau est en acier au chrome. Toute la tuyauterie d'alimentation est en acier inoxydable. Les condenseurs de l'extracteur d'air sont refroidis par l'eau d'alimentation; à cet effet, une circulation minimum de 75 gallons par minute (5 l/s) de l'eau d'alimentation est nécessaire. Une conduite de retour (qui n'est pas représentée sur la figure 8) ramène l'eau au condenseur principal lorsque le débit vers la pile est inférieur au minimum nécessaire pour le refroidissement des condenseurs de l'extracteur d'air.

L'eau d'alimentation traverse un filtre en fibre de coton avant de pénétrer dans la cuve de la pile. Son débit est réglé à l'aide d'une vanne à commande élec-

trique. Le niveau de l'eau dans la pile est mesuré par un indicateur de niveau fonctionnant par différence de pressions.

Si le niveau de l'eau dans la pile est différent du niveau fixé à l'avance, l'écart est corrigé par ouverture de la vanne. Le niveau de l'eau est assuré à un pouce (2,5 cm) près environ. La commande du système d'alimentation en eau ne pose pas de problème technique critique; elle fonctionne comme dans une centrale thermique à charbon. Il est particulièrement important de ne pas faire varier brusquement le débit de l'eau, car il pourrait en résulter une variation positive brusque de la réactivité. Un moteur alternatif triphasé convient particulièrement pour commander la vanne, si l'on veut éviter que l'ouverture et la fermeture de celle-ci ne se fassent trop rapidement.

Indépendamment du dispositif de réglage, pour mesurer le niveau de l'eau dans la pile, l'appareil comporte une paire de flotteurs indiquant les niveaux extrêmes de l'eau. Pour faciliter l'entretien, un tuyau vertical de 6 pouces (15 cm) de diamètre est installé en dehors du bouclier de la pile et fixé à la cuve de la pile sur le dôme de vapeur et en un point situé au-dessous du niveau de l'eau. A ce tuyau sont associés des flotteurs, abrités dans des logements résistant à la pression et commandant des commutateurs par l'intermédiaire d'un soufflet. De plus, une vitre permet d'observer le niveau de l'eau sur une longueur de 5 pieds (152 cm); l'observation de cette vitre s'effectue par télévision.

L'eau de la pile est renvoyée dans le circuit après passage à travers des échangeurs d'ions à couches superposées qui maintiennent la teneur en solides dissous à une valeur inférieure à 1 ppm.

La vapeur qui sort de la pile entre dans un sécheur de vapeur, où l'eau condensée peut revenir à la pile. La diminution d'humidité qui se produit à cet endroit réduit l'entraînement de particules radioactives vers le circuit de vapeur.

Le sécheur de vapeur joue encore un autre rôle. Il comprend un serpentin de refroidissement qui est normalement sec et qui est relié à un réservoir en charge de 15 000 gallons (57 000 litres). Si la vanne principale a été fermée par le moteur d'entraînement, la vapeur ne quitte pas le circuit constitué par la cuve de la pile et le sécheur de vapeur. On peut alors ouvrir la conduite branchée sur le réservoir d'eau froide, et l'eau froide circulera dans les spires du serpentin, ce qui provoquera la condensation de la vapeur de la pile. L'eau qui s'est réchauffée retournera au réservoir par circulation naturelle; l'eau de condensation du circuit de vapeur retournera à la cuve de la pile. Ainsi la chaleur produite pendant un arrêt de la pile peut être évacuée du cœur, même s'il n'y a pas de courant électrique pour entraîner les pompes de circulation. Cette méthode de refroidissement de secours est efficace pendant environ 12 heures sans que les 15 000 gallons (57 000 litres) d'eau de réserve soient portés à ébullition. Ceci laisse suffisamment de temps pour mettre en œuvre d'autres moyens de refroidissement.

Le groupe turbo-alternateur est protégé selon l'habitude par une vanne d'arrêt à effet rapide,

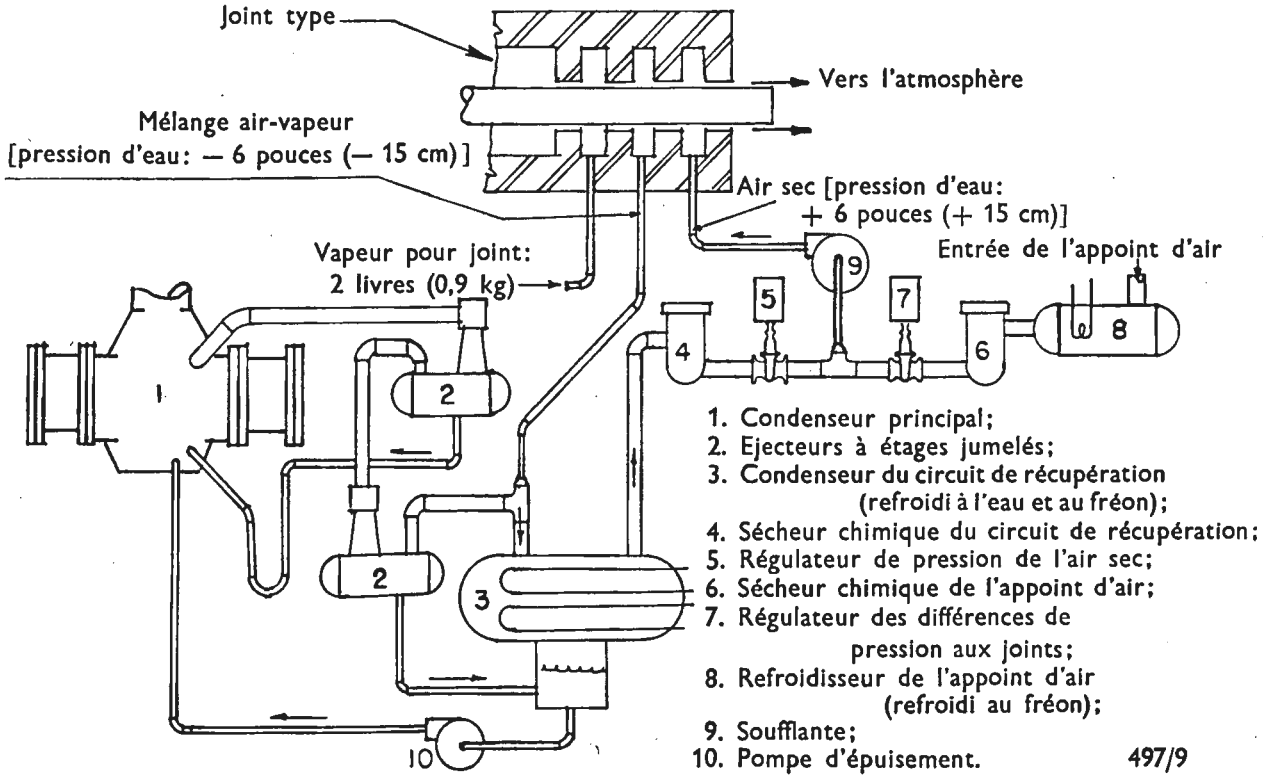


Figure 9. — Schéma des circuits de séchage à l'air et de récupération du liquide.

montée sur la conduite de vapeur. Cette vanne se ferme automatiquement en une demi-seconde environ si la turbine s'emballe ou si la charge de l'alternateur est coupée subitement; elle fait partie d'un circuit de dérivation de la vapeur dont il sera parlé ci-dessous.

Le groupe turbo-alternateur est de construction classique et développe 5 000 kW. La pression à la vanne d'admission est donc une pression relative de 560 livres par pouce carré (39 atmosphères), et la pression à l'échappement, de 2,5 pouces de mercure (0,1 atmosphère). La consommation spécifique de vapeur est, dans ces conditions, de 12,5 livres/kWh (5,7 kg/kWh). L'étanchéité complète de l'ensemble est réalisée au moyen d'un carter en métal soudé, de construction légère, entourant tous les joints à brides et les joints boulonnés. Une entaille est prévue sur le joint horizontal du carter; elle permet d'éviter que la pression n'augmente dans le carter en évacuant la vapeur vers un circuit de récupération.

Le condenseur principal de 5 300 pieds carrés (500 m²), est à simple passe. Ses plaques tubulaires sont à double paroi pour ménager un espace où seront captées toutes les fuites. Au lieu du cuivre classique, les tubes du condenseur utilisent l'aluminium, afin de diminuer la radioactivité éventuelle de l'eau d'alimentation. Lorsque la turbine fonctionne sous charge réduite, un dispositif dérive de la vapeur et l'introduit au bas du condenseur, assurant ainsi un bon dégazage.

L'eau de refroidissement du condenseur principal provient d'une tour de refroidissement; le débit maximum est de 14 000 gallons par minute (882 l/s). Le réservoir de cette tour est à un niveau plus élevé que le condenseur, dont le refroidissement se fait ainsi par circulation naturelle quand la pompe tombe en panne.

Les conduites de vapeur, ainsi que les vannes, sont en acier au carbone. Le calorifuge est constitué par des blocs de magnésie à 85 pour cent. Tous les joints sont soudés, sauf aux points où il est nécessaire de prévoir le démontage et le nettoyage.

Les fuites de vapeur et d'eau de condensation par les joints de vannes et les paliers de l'arbre de la turbine sont réduites autant que possible; ces joints et ces paliers sont pourvus de tampons doubles à contre-pression, le premier étage fonctionnant sous une pression de vapeur de 2 livres (0,90 kg) et le second sous une certaine pression d'air sec. Entre ces deux étages, le mélange est aspiré dans un circuit de récupération fonctionnant sous un vide à 6 pouces d'eau (10 cm d'eau environ). L'air sec alimentant les joints est fourni par ce circuit de récupération. Un schéma de ce dispositif, mettant en évidence la réalisation d'un joint type, est représenté sur la figure 9. L'eau récupérée est renvoyée dans le circuit d'alimentation par le condenseur. Cette réduction des fuites au minimum permettra l'utilisation ultérieure de l'eau lourde.

CONDUITE DE LA GÉNÉRATRICE NUCLÉAIRE ET DE LA CENTRALE A VAPEUR

Comme cela a été indiqué à propos de la figure 7, on fait varier la puissance débitée en déplaçant les barres de réglage. Celles-ci étant maintenues fixes dans leur nouvelle position, la puissance est sensiblement proportionnelle à l'excès de réactivité. Dans la génératrice EBWR, il n'est pas prévu de commande ni de réglage automatique de la puissance en fonction des variations de charge. C'est dans le circuit de vapeur que s'effectue la détermination des principaux paramètres. La vapeur sortant de la pile peut aller soit directement au condenseur (dispositif de dérivation de vapeur), soit à la turbine. Le principal paramètre de réglage est la pression de la vapeur. Cette pression augmente si la puissance de la pile dépasse la somme des pressions partielles de la vapeur qui alimente la turbine et de la vapeur traversant la dérivation.

La vanne de cette dérivation est réglée par un débit de vapeur de 82 500 livres par heure (10,4 kg/s) et une pression relative en amont de 600 livres par pouce carré (42 atmosphères), ce qui correspont à une charge de dérivation de 130 pour cent. Cette vanne est commandée par un dispositif hydraulique qui en fixe la position. La pression de la vapeur à la pile, P, est comparée à une pression de référence, P_o, dont la valeur est réglée mécaniquement. La différence de pression $(P - P_o)$ est appliquée à la vanne de la dérivation, dont l'ouverture ou la fermeture dépend précisément de cette différence. On peut obtenir pour P la valeur désirée en agissant sur P_o; de cette manière, on adapte la puissance du débit de vapeur à la puissance fournie par la génératrice nucléaire.

Lorsque la turbine doit fonctionner, on ouvre la vanne d'arrêt. La quantité de vapeur qui entre dans la turbine est alors réglée par les vannes d'admission. Celles-ci sont commandées à leur tour par le régulateur de vitesse placé sur l'axe principal de la turbine. Une came fixée sur le levier de commande des soupapes d'admission est profilée de manière à donner des indications proportionnelles au débit de la vapeur entrant dans la turbine.

Lorsque la turbine est en marche, la puissance fournie par la génératrice nucléaire doit être égale à la somme des puissances partielles correspondant à la vapeur passant par la turbine et à la vapeur passant par la dérivation qui mène au condenseur. Une liaison hydraulique rend dépendantes les vannes d'admission à la turbine et celle de la dérivation, de telle sorte que la somme des débits passant par ces vannes correspond à la différence de pression $(P - P_o)$ qui s'est établie.

Il est prévu qu'en fonctionnement normal, un pourcentage du débit total de vapeur de la génératrice nucléaire, de l'ordre de 5 pour cent, est envoyé directement au condenseur par la dérivation. Ainsi les variations de charge ne se répercutent pas sur la génératrice nucléaire. La puissance

de cette génératrice est indépendante de la charge de la turbine tant que la marge de 5 pour cent n'est pas dépassée. Lorsqu'une quantité inférieure à 5 pour cent de la vapeur produite passe par la dérivation, on augmente la puissance de la génératrice en déplaçant les barres jusqu'à ce que le pourcentage de 5 pour cent soit rétabli.

Ce dispositif de réglage automatique intervient également dans le cas d'une diminution brusque de la charge de l'alternateur. Une telle diminution est enregistrée par des circuits asservis au disjoncteur de l'alternateur, lesquels provoquent la fermeture rapide de la vanne d'arrêt de la turbine. Cette mesure de protection contre les survitesses agit en 0,5 seconde. Une deuxième liaison, placée dans le circuit de la vanne de dérivation qui permet de régler la pression, indique la position, ouverte ou fermée, de la vanne d'arrêt. Cette liaison permet d'appliquer, dans sa totalité, la différence de pression $P - P_0$ à la vanne de la dérivation et de la placer dans la position voulue par cette différence. Toute la puissance demandée à la pile passe alors au condenseur. Les constantes de temps de ce dispositif de réglage sont telles que cet échange de charge peut se faire sans que la pression dans la cuve de la pile varie de plus de 5 pour cent.

En raison d'une certaine imprécision dans la position de la vanne, provenant des tolérances de construction du système de réglage, il peut se faire que la pression P atteigne une valeur légèrement supérieure ou inférieure à la valeur désirée. L'opérateur de la salle de commande effectuera alors le réglage à la valeur exacte en agissant sur P_0 par une commande mécanique. Quand le débit de vapeur est régulier, le système de réglage est capable de maintenir la pression constante à $\pm$ 0,5 pour cent.

L'expérience acquise avec la pile Borax a montré que la pile à eau bouillante est très sensible aux variations du débit de vapeur : la puissance augmente lorsque le débit de vapeur diminue, et vice versa. Le phénomène d'ébullition violente dans la cuve de la pile est particulièrement influencé par les fortes diminutions de pression. Il peut en résulter des oscillations de courte période ou bien des à-coups, accompagnés de grandes variations de puissance. Pour cette raison, toutes les vannes de vapeur du dispositif de réglage sont réalisées de manière à se fermer et à maintenir une pression constante dans la pile, au cas où les commandes hydrauliques n'agiraient plus. En pareil cas, la vanne de la dérivation est maintenue en butée au moyen d'un ressort; cette butée est commandée par un moteur électrique dont l'alimentation peut être assurée par différentes sources. Ainsi, le réglage de la pression dans la pile se trouve placé sous la dépendance de l'opérateur.

L'arrêt normal de la pile, alors que tous les dispositifs de commande de la vapeur et de l'eau d'alimentation fonctionnent, s'opère simplement par l'introduction des barres de réglage. La vapeur est envoyée par la dérivation au condenseur, où elle est refroidie par l'eau de la tour de refroidissement. Si la pompe du circuit de refroidissement ne fonctionne pas, la circulation naturelle dans la tour est assurée par une vanne de dérivation. Le réservoir de la tour de refroidissement est placé à quelques pieds au-dessus du condenseur principal, comme indiqué précédemment.

La puissance de la pile est évaluée dans des chambres d'ionisation sensibles au flux de neutrons et elle est affichée au pupitre de commande d'où l'on peut mettre en marche les moteurs des neuf barres de réglage. La position de ces barres est affichée sur des cadrans couplés aux moteurs d'entraînement par des paires de synchrons récepteurs-émetteurs. Le cœur de la pile est préservé de tout accident par une chaîne de sécurité et de verrouillage entraînant l'arrêt et comprenant : 1) trois circuits limiteurs de flux; 2) un circuit de mesure de la période pour le flux variable utilisé seulement pendant la mise en marche; 3) un couple thermoélectrique placé dans l'eau de la pile et empêchant le fonctionnement au-dessous de 325 °F (163 °C); 4) un instrument sensible à la vitesse de variation de la pression, et réglé pour intervenir si cette vitesse atteint 20 livres par pouce carré et par seconde (1,4 atmosphère par seconde).

Une série de verrouillages empêche tout démarrage ou tout fonctionnement à faux des barres de réglage et de l'appareillage.

Comme nous en avons dit quelques mots plus haut, la température de l'eau de la pile joue un rôle important dans la sécurité. Cette sécurité est assurée par un interrupteur actionné par la pression d'un gaz. Si le couple qui repère la température ne fonctionne pas, le dispositif interprète ce dérangement en indiquant pour l'eau une faible température. La température de démarrage est fixée à 325 °F (163 °C).

Les commandes de la génératrice nucléaire et de la centrale sont groupées dans la salle des commandes, à l'extérieur de la carapace du bâtiment du générateur de vapeur. Les connexions entre ce bâtiment et la salle des commandes sont assurées par plus de 1 200 fils électriques. Afin d'empêcher les sorties de gaz, les fils sont lutés à leur sortie sur la carapace. Les vannes sont commandées par des moteurs électriques. Les mesures de pression, de débit et de température sont transmises électriquement. Environ 50 appareils indiquent ou enregistrent le flux de neutrons, le rayonnement gamma et les mesures faites sur les circuits de l'installation. Les points les plus importants où l'on a prévu une mesure permanente du rayonnement sont : la bâche du condenseur, les échangeurs d'ions pour l'eau de la pile, les conduites de ventilation et l'intérieur de la salle principale de travail. Des canaux de 6 pouces (15 cm) de diamètre percent le bouclier de protection et courent tangentiellement à la cuve de la pile, afin de permettre l'introduction de chambres d'ionisation pour la détection des neutrons et de compteurs servant à la mesure du flux.

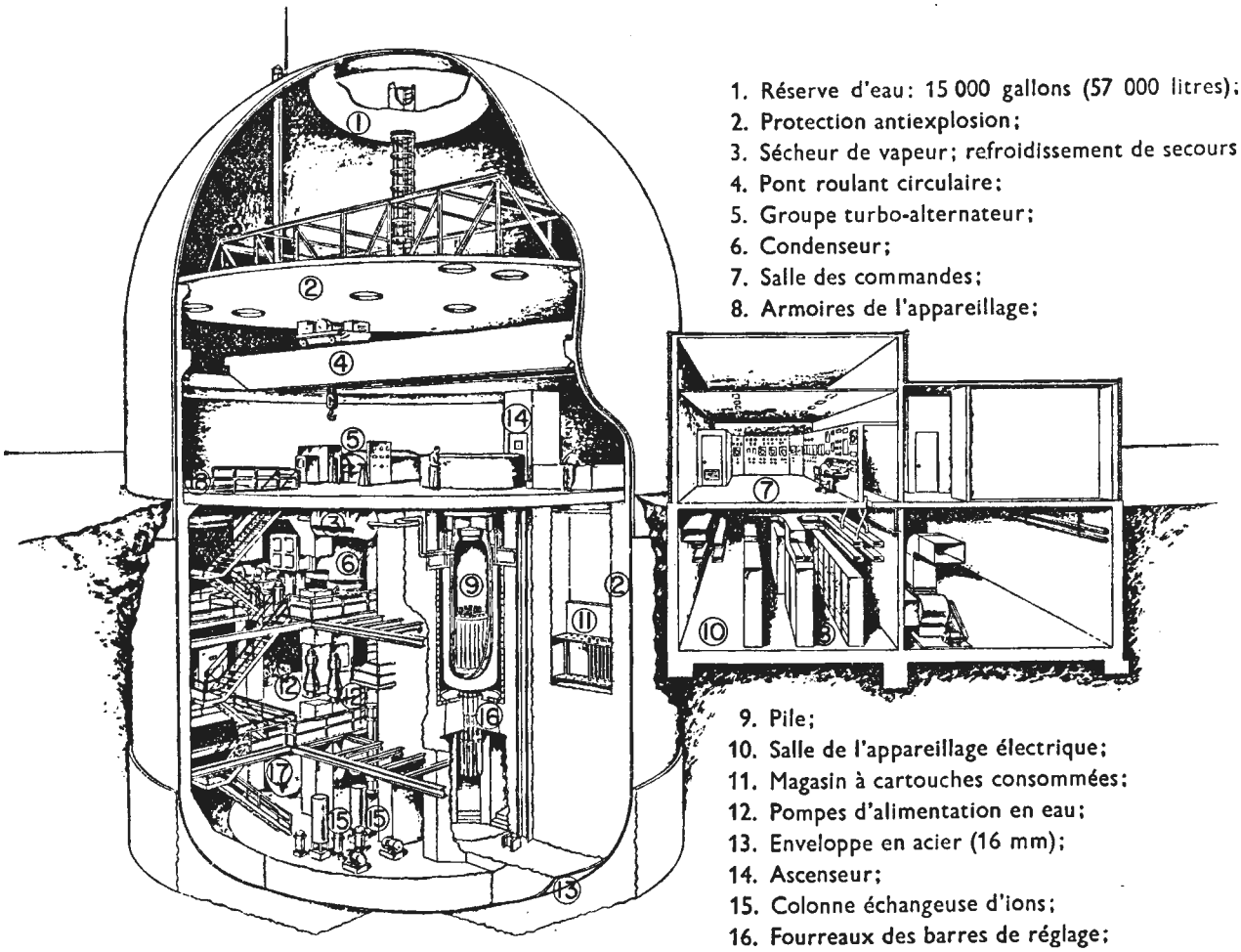
Le disjoncteur du circuit principal d'alimentation est situé à l'extérieur et il est manœuvré depuis la salle des commandes. Tout l'équipement électronique se trouve dans le sous-sol, directement au-dessous de la salle des commandes.

BATIMENT DE LA CENTRALE EBWR

Les parties de la centrale qui peuvent contenir des corps radioactifs sont enfermées dans un bâtiment étanche aux gaz, représenté sur la figure 10. La carapace du bâtiment est constituée par un cylindre en acier de 80 pieds (24,5 m) de diamètre, 119 pieds (36,4 m) de hauteur et 5/8 de pouce (1,59 cm) d'épaisseur, prévu pour une pression interne relative de 15 livres par pouce carré (2 atmosphères). Si, par suite d'une rupture du circuit de vapeur, toute l'eau de la centrale se transformait en vapeur, ceci ne donnerait lieu dans le bâtiment qu'à une pression relative de 9 livres par pouce carré (1,6 atmosphère) et à une température de 180 °F (82 °C) au maximum. Un système d'aspersion, alimenté par un réservoir en charge de 57 000 litres placé au sommet du bâtiment, et d'un débit de 1 000 gallons par minute (63 l/s), pourrait condenser cette vapeur et ramener en 15 minutes la température au voisinage de la normale. Une alimentation continue de 100 gallons par minute (6,3 l/s) peut être fournie en passant par le réservoir par une source d'eau extérieure au bâtiment. Toute fuite peu importante de gaz radioactifs qui se produirait dans la carapace au cours d'un accident serait limitée en durée à la période pendant laquelle la pression diminue.

Pour permettre l'accès au bâtiment, un sas à air pour le personnel est placé entre la centrale et le bâtiment des services. Des verrouillages mécaniques empêchent l'ouverture simultanée des deux portes du sas.

La chaleur en excès dans le bâtiment de la centrale est évacuée au moyen de conditionneurs d'air, afin de réduire au minimum la nécessité de changer l'air. Celui-ci n'est renouvelé qu'à raison de 3 000 pieds cubes par minute (1 415 l/s), et les conduites d'admission et d'évacuation possèdent des clapets à fermeture rapide pour empêcher la sortie de l'air contaminé en cas d'accident. Les clapets sont actionnés par l'intermédiaire de cir-



1. Réserve d'eau: 15 000 gallons (57 000 litres);
2. Protection antiexplosion;
3. Sécheur de vapeur; refroidissement de secours;
4. Pont roulant circulaire;
5. Groupe turbo-alternateur;
6. Condenseur;
7. Salle des commandes;
8. Armoires de l'appareillage;
9. Pile;
10. Salle de l'appareillage électrique;
11. Magasin à cartouches consommées;
12. Pompes d'alimentation en eau;
13. Enveloppe en acier (16 mm);
14. Ascenseur;
15. Colonne échangeuse d'ions;
16. Fourreaux des barres de réglage;
17. Réservoirs de vidange;
18. Trappe d'accès au sous-sol.

497/10

Figure 10. — Vue en perspective de la centrale EBWR.

cuits détecteurs de rayonnements qui se mettent en marche s'ils constatent que l'air évacué est radioactif.

Un pont roulant circulaire est utilisé pour la manutention du matériel. Une trappe donne accès au sous-sol pour en sortir l'appareillage. Une porte de service avec joints de sécurité est prévue pour le passage d'organes tels que des échangeurs d'ions, des réservoirs et autres appareils de grandes dimensions, lorsqu'il y a lieu de les réparer ou de les remplacer. Cette porte ne s'ouvre que lorsque la pile ne fonctionne pas.

CONSIDÉRATIONS ÉCONOMIQUES

En raison des petites dimensions et de la nature expérimentale d'EBWR, le prix de revient du kilowattheure aux bornes est plus élevé qu'il ne le serait dans une centrale prévue uniquement pour la production normale de l'énergie. Des marchés fermes de soumission ont été reçus pour toutes les parties de l'EBWR, sauf pour le cœur de la génératrice nucléaire. Les frais de construction sont d'environ 3 200 000 dollars, auxquels il faut ajouter 800 000 dollars pour la fabrication du milieu actif (cœur). Le total, soit un investissement en capital de 4 millions de dollars, constitue, avec les dépenses courantes d'uranium, la base du calcul des prix. Le prix de l'uranium naturel est de 40 dollars le kilogramme et celui de l'uranium-235 de 15 à 30 dollars le gramme pour un degré de pureté compris entre 85 et 90 pour cent.

Dans le tableau 1, les frais d'exploitation ont été répartis sur une période de fonctionnement de 20 ans. Un intérêt annuel au taux de 4 pour cent a été appliqué aux dépenses d'uranium. Le facteur d'utilisation est supposé égal à 80 pour cent. Deux cas ont été envisagés; le premier correspond à une

Tableau I

Prix de revient de l'énergie électrique produite par EBWR

Base d'établissement des prix	Cas n° 1		Cas n° 2	
Puissance débitée par le générateur électrique (nette)	4 500 kW		9 000 kW	
Durée de fonctionnement	20 ans		20 ans	
Frais de construction :				
Ensemble de la centrale (sauf le cœur)	3 200 000 dollars		4 000 000 dollars	
Cœur de la pile	800 000 dollars		800 000 dollars	
Énergie aux bornes produites par an kWh	$31{,}5 \times 10^6$		63×10^6	
Consommation d'uranium naturel par an kg	335 kg		670 kg	
Exposition, en kilowatts-jour, par tonne américaine (908 kg)	10^7		10^7	
Dépenses d'exploitation	**En millions de dollars**	**En millièmes de dollars par kWh**	**En millions de dollars**	**En millièmes de dollars par kWh**
Capital	0,600	19,1	0,720	11,4
Intérêt pour combustible	0,019-0,030	0,6-0,9	0,019-0,030	0,3-0,5
Uranium naturel utilisé	0,013	0,4	0,027	0,4
Consommation totale des cartouches en combustible enrichi	0,040-0,080	1,3-2,5	0,080-0,159	1,3-2,5
Fabrication :				
Cartouches à uranium naturel	0,150	0,5	0,030	0,5
Cartouches à combustible enrichi	0,045	1,4	0,090	1,4
Séparation :				
Uranium enrichi (taux de consommation de 40 pour cent)	0,028	0,9	0,056	0,9
Exploitation :				
Main-d'œuvre et frais généraux	0,266	8,5	0,266	4,2
TOTAUX	1,026-1,077	32,7-34,2	1,287-1,377	20,4-21,8

puissance nette de 4 500 kW. Le prix de revient de l'énergie produite se situe alors entre 32,7 et 34,2 millièmes de dollar par kilowattheure, selon le prix de l'uranium hautement enrichi.

Selon qu'on utilise un degré d'irradiation supérieur ou inférieur à 10 000 mégawatts-jour par tonne (valeur prise pour base dans ce premier cas), le prix de revient de l'énergie produite sera moins élevé ou plus élevé. Si le combustible irradié était traité chimiquement afin de récupérer le plutonium et l'uranium déjà utilisés, la valeur des produits récupérés compenserait au moins les frais occasionnés par les séparations chimiques. Ainsi, le prix plus élevé en cas d'irradiations de plus courte durée est-il surtout dû aux frais de fabrication.

Fixer à 20 000 kW la puissance calorifique que pourra fournir EBWR est une estimation prudente. Il est probable que cette puissance pourra être portée à 40 000 kW. Si l'on ajoute un second générateur et que l'on double la puissance, on estime à 800 000 dollars les dépenses supplémentaires entraînées. Nous avons indiqué, dans la seconde colonne du tableau 1, l'effet financier qu'aurait ce doublement de l'énergie produite; le prix de revient de ladite énergie serait de 20,4 à 21,8 millièmes de dollar par kilowattheure.

Cette dernière valeur pour le prix de revient du kilowattheure peut se comparer à celui de l'énergie électrique produite par une petite centrale à charbon. Aux États-Unis d'Amérique, une centrale de 10 000 kW produit normalement de l'électricité à un prix compris entre 10 et 12 millièmes de dollar le kilowattheure.

Le fait que le kilowattheure électrique produit par EBWR coûte 10 à 12 millièmes de dollar de plus que celui d'une centrale au charbon n'est pas inattendu. Une centrale nucléaire de ces dimensions ne saurait concurrencer une autre centrale, sauf peut-être dans une région où le charbon serait relativement cher. De plus, si l'on n'avait pas eu à tenir compte du caractère expérimental de l'installation et de l'étanchéité du bâtiment, le capital investi aurait été inférieur de 30 pour cent à ce qu'il est réellement. En appliquant ces économies au cas n° 2 (tableau 1), on voit que les frais seraient réduits d'environ 6 millièmes de dollar par kilowattheure; le prix du kilowattheure se situerait donc entre 14,4 et 15,8 millièmes de dollar. Or, il est universellement admis que le prix de revient de l'énergie électrique produite dans une centrale nucléaire diminue, quand les dimensions de la centrale augmentent, plus rapidement que ce n'est le cas pour une centrale à charbon. Le chiffre précité de 15 millièmes de dollar par kilowattheure permet donc de supposer qu'une centrale nucléaire à eau bouillante de grande puissance serait très probablement capable de produire de l'énergie à des prix qui supporteront la concurrence.

La centrale que nous venons de décrire représente une source d'énergie particulièrement indiquée pour des régions où le prix de l'énergie est élevé et où les besoins en électricité sont faibles. Ces conditions sont précisément celles qui existent dans les parties du monde où le développement industriel se trouve à son premier stade. On peut, par conséquent, avoir l'idée de réaliser immédiatement une telle centrale nucléaire à ébullition (ou sa variante à l'eau lourde) afin de subvenir aux besoins en électricité dans de telles régions. Remarquons en particulier qu'il serait possible de réaliser d'importantes économies dans la fabrication des cartouches si des centrales nucléaires du même type en assez grand nombre devaient en consommer simultanément. Le prix de revient de notre prototype comprend nécessairement les frais d'études et de recherches, lesquels ne se répéteront pas. Toutes ces considérations, jointes au fait qu'on espère réaliser cette pile dans un très proche avenir et, par conséquent, acquérir rapidement une certaine expérience de son comportement, prouvent bien qu'une centrale de ce genre convient aux applications pratiques dans les cas où la puissance à installer est de l'ordre de 5 à 20 mégawatts.

Appendice

DONNÉES NUMÉRIQUES SUR LA PILE EBWR

	Données numériques et autres	Équivalents métriques des mesures américaines
Généralités		
Puissance calorifique fournie	20 000 kW	
Puissance électrique globale	4 800 kW	
Pression de fonctionnement (valeur relative)	600 livres par pouce carré	42 atm
Température de fonctionnement	488 °F	252 °C
Cartouches actives		
Nombre dans le cœur (uranium naturel)	77	
Nombre dans le cœur (uranium-235 enrichi)	35	
Nombre de plaques par cartouche	6	
Dimensions des plaques	(En pouces) 0,28 × 3,75 × 48	(En cm) 0,71 × 9,5 × 122
Gainage des plaques	Zircaloy-2	

Appendice *(suite)*

DONNÉES NUMÉRIQUES SUR LA PILE EBWR

	Données numériques et autres	Équivalents métriques des mesures américaines
Poids total des combustibles dans le cœur		
Uranium naturel	5 tonnes américaines	4 535 kg
Uranium-235 enrichi	42 livres	19 kg
Caractéristiques nucléaires		
Flux thermique moyen dans le combustible	$1{,}6 \times 10^{13}$ neutrons/cm²/s	
Rapport entre le flux dans les éléments enrichis et le flux dans les éléments naturels	1,153	
Puissance due aux cartouches à uranium enrichi	37 pour cent	
Puissance due aux fissions de l'uranium-235 dans les cartouches à uranium naturel	56 pour cent	
Puissance due aux fissions de l'uranium-238 dans les cartouches à uranium naturel	7 pour cent	
Taux de conversion	0,7	
Réactivité :		
Température de 20 °C (68 °F) à 252 °C (488 °F)	3,5 pour cent	
Xe + Sm (valeurs à l'équilibre)	3,36 pour cent	
17,5 pour cent de bulles	2,2 pour cent	
Xénon produit, après l'arrêt (1/2 heure)	0,23 pour cent	
Réactivité totale à commander	9,29 pour cent	
Capacité d'absorption des barres de réglage	12,5 pour cent	
Durée de vie des neutrons	6×10^{-5} secondes	
Transfert de chaleur et débit de réfrigérant		
Densité de puissance moyenne dans le réfrigérant	706 kW/pied cube	25 kW/litre
Débit de vapeur (à 20 000 kW)	60 000 livres/heure	7,56 kg/s
Pourcentage moyen en volume des bulles de vapeur dans les canaux chauffés	20 pour cent	
Pourcentage moyen en volume des bulles de vapeur dans la totalité du ralentisseur	17,5 pour cent	
Qualité moyenne de la vapeur à la sortie	2,56 pour cent	
Retour d'eau par livre de vapeur	29 gallons par minute	1,83 l/s
Refroidissement à l'entrée des canaux	11 °F	6 °C
Longueur moyenne du cœur en ébullition	32 pouces	81,3 cm
Flux moyen de chaleur	40 000 Btu/h/pied carré	3 cal/cm²/s
Flux maximum de chaleur	150 000 Btu/h/pied carré	11 cal/cm²/s
Température moyenne du combustible sur l'axe	518 °F	270 °C
Température maximum	561 °F	294 °C
Température moyenne de surface de combustible	495 °F	257 °C
Température maximum	508 °F	265 °C
Barres de réglage		
Nombre total	9	
Espacement	12,75 pouces	32,4 cm
Longueur de la partie à section en forme de croix	48 pouces	122 cm
Composition	Hafnium pur	
Déplacement total	48 pouces	122 cm
Pénétration de la partie absorbante dans le cœur	45 pouces	115 cm
Durée d'introduction complète	0,5 s	
Vitesse maximum de sortie	0,4 pouce par seconde	1 cm/s
Cuve étanche		
Diamètre	84 pouces	2,14 m
Hauteur (intérieure)	23 pieds	7 m
Pression prévue (relative)	800 livres par pouce carré	55 atm

Appendice *(suite)*

DONNÉES NUMÉRIQUES SUR LA PILE EBWR

	Données numériques et autres	Équivalents métriques des mesures américaines
Cuve étanche (suite)		
Épaisseur de la partie cylindrique	2 3/8 pouces	6 cm
Pression de fonctionnement (relative)	600 livres par pouce carré	42 atm
Matière première	SA 212 Gr. B	
Substance de chemisage	acier inoxydable 304	
Diamètre (intérieur) du couvercle boulonné	64 pouces	1,62 m
Épaisseur du bouclier thermique	1 pouce acier inoxydable	2,54 cm
Timbrage de la soupape de sûreté	700 livres par pouce carré	48,7 atm
Poids total	~ 60 tonnes américaines	54 430 kg
Poids total de l'eau contenue dans la cuve	10 tonnes américaines	9 072 kg
Protection		
Bouclier thermique	1 pouce d'acier inoxydable à l'intérieur de la cuve étanche, plus la cuve elle-même.	2,54 cm
Bouclier de protection biologique	3 pouces de plomb, plus 7,5 pieds de béton sur les côtés	7,6 cm 2,28 m
	4 pieds de béton lourd, plus 3 pouces de plomb au fond	1,22 m 7,6 cm
Centrale proprement dite		
Pression au condenseur	2,5 pouces Hg	0,1 atm
Débit d'eau d'alimentation	120 gallons par minute	7,58 l/s
Température d'eau d'alimentation	110 °F	43 °C
Énergie électrique produite (brut)	4 800 kW	
Énergie électrique produite (net)	4 500 kW	
Évacuation de la chaleur	Tour de refroidissement	

La pile homogène expérimentale HRT

S. E. Beall et J. A. Swartout*

La pile HRT (Homogeneous Reactor Test) est la deuxième des piles homogènes expérimentales, en phase aqueuse, construites au titre du programme de la Commission de l'énergie atomique des États-Unis d'Amérique pour évaluer les possibilités des génératrices nucléaires. La précédente, la pile HRE (Homogeneous Reactor Experiment), fut construite en 1951 et démontée au début de 1954, après deux ans de fonctionnement et d'expériences pleinement satisfaisants [1] **. La pile HRT est actuellement en construction dans le bâtiment occupé précédemment par la pile HRE à Oak Ridge National Laboratory. Elle représente sur cette dernière un progrès en puissance, en dimensions et en qualité de construction, et c'est, sous tous les rapports ou presque, un prototype de génératrice nucléaire à l'échelle industrielle.

Établi en tenant compte de facteurs techniques et d'analyses économiques basés sur les principes caractéristiques d'une pile homogène en phase aqueuse, ce type de pile à deux régions nucléaires et à circulation forcée, fonctionnant sur le cycle de régénération thorium–uranium-235, offre les possibilités de production d'énergie les plus économiques, eu égard aux dimensions des unités en cours d'étude. Le programme de recherche a donc visé à résoudre des incertitudes techniques liées à ce type de pile et à démontrer que la construction et l'utilisation d'une génératrice à l'échelle industrielle pouvaient se réaliser dans la pratique. Les études ont été dirigées dans trois directions :

1. Construction et essai de piles expérimentales du type à deux régions nucléaires;

2. Recherches de laboratoire [2] et études en vue de l'amélioration de certains domaines du génie nucléaire [3, 4];

3. Projets et analyse d'installations de grande puissance [5].

Un des résultats du fonctionnement de la pile HRE et de la mise en œuvre du programme intensif d'expériences effectuées avec cette pile a été de résoudre certains problèmes relatifs aux comportements nucléaire et chimique des piles homogènes en phase aqueuse, aux hautes températures et aux hautes pressions nécessaires pour la production d'énergie. Ces expériences ont mis en évidence :

1. Un degré de stabilité nucléaire remarquable, inhérent au principe même de la pile et résultant du coefficient de température à valeur négative élevée;

2. Le fait que les barres de réglage mécaniques ne sont pas nécessaires, par suite de la stabilité propre de la pile;

3. La souplesse et la simplicité de manipulation du combustible;

4. La stabilité du combustible;

5. La possibilité d'obtenir et de conserver une étanchéité absolue dans une petite pile fonctionnant à une pression élevée;

6. La manipulation sans danger de l'hydrogène et de l'oxygène produits par la radiolyse de l'eau;

7. Le fait que la puissance de la pile est fonction directe de la puissance demandée par la turbine.

Les buts de la pile HRT sont :

1. De démontrer qu'une pile homogène de dimensions moyennes peut fonctionner avec la continuité requise pour une génératrice;

2. De vérifier si l'on peut accorder sa confiance aux matériaux de construction et aux éléments constitutifs d'une pile, pour des dimensions qui correspondent aux génératrices nucléaires à l'échelle industrielle;

3. D'étudier les modifications de l'équipement qui pourraient conduire à des simplifications ou à des économies;

4. De vérifier des procédés d'entretien simplifiés et, en particulier, l'entretien sous une masse d'eau formant écran;

5. De mettre au point et de vérifier des méthodes pour l'extraction continue des produits d'empoisonnement, de fission ou de corrosion.

L'achèvement de la construction est prévu pour 1956. Après les essais classiques d'étanchéité et de tenue mécanique, la pile sera mise en fonctionnement; l'eau lourde constituera à elle toute seule le système de récupération; le combustible sera une solution diluée de sulfate d'uranyle (d'uranium-235 à environ 90 pour cent) dans l'eau lourde. Le fonctionnement se prolongera au minimum durant six mois avec cette combinaison, afin de prouver la sécurité des opérations et de vérifier l'efficacité

Original : anglais.

* D'après les travaux du personnel chargé des études relatives à la pile homogène à Oak Ridge National Laboratory.

** Les numéros entre crochets renvoient à la bibliographie qui figure à la fin du mémoire.

des traitements chimiques d'extraction continue. Pour ce dernier problème, une unité-pilote de traitement chimique est rattachée directement à la pile. Pendant cette période, la puissance de la pile ne dépassera pas 10 000 kW (chaleur). La seconde phase du programme d'essai de la pile consistera à remplacer le système de récupération en eau lourde par une suspension d'oxyde de thorium dans l'eau lourde. Selon les résultats de l'opération avec l'uranium-235 employé dans ces conditions, il pourrait lui être substitué de l'uranium-233 comme combustible pour une estimation finale du cycle uranium-233–thorium.

Dans la description qui suit, on étudiera essentiellement l'unité fonctionnant avec une couche de récupération en eau lourde.

CARACTÉRISTIQUES DE LA PILE

Les grandeurs fondamentales, utilisées dans la construction de la pile et résumées au tableau 1, ont été choisies dès 1954. Notons que les plus récents progrès réalisés en chimie et dans l'étude des matériaux et des éléments de construction, ainsi que l'expérience acquise avec la première pile expérimentale, pourront apporter une utile contribution à ces données. En vue de faire un essai valable des possibilités de construction d'une centrale importante, il a été nécessaire de donner à la pile et aux appareils auxiliaires des dimensions physiques notablement plus grandes que celles choisies pour la première expérience. Pour maintenir les dépenses dans les limites raisonnables d'une expérience, il a été décidé de restreindre la puissance produite et, par voie de conséquence, les dépenses pour l'équipement d'extraction de chaleur. Les dimensions du cœur de la pile représentent un compromis entre les deux objectifs : la réalisation d'une puissance spécifique élevée qui est une nécessité économique pour une unité industrielle, et l'évaluation du coût de la fabrication et de la durée d'existence du récipient en alliage de zirconium contenant le milieu multiplicateur. On a donc choisi une puissance de 5 000 kW (chaleur), avec la possibilité d'un maximum à 10 000 kW, et un diamètre du cœur de 32 pouces (81 cm). Bien que ceci corresponde à une faible puissance spécifique de 17 kW par litre dans le cœur à 5 000 kW, ce chiffre a été considéré comme acceptable puisque les possibilités de fonctionnement à une puissance spécifique relativement élevée de 30 kW par litre avaient été démontrées par la première expérience. Le choix du diamètre du cœur a été également déterminé par l'opinion des constructeurs, selon laquelle la technologie actuelle ne peut fournir un récipient en zirconium dont les dimensions dépassent 36 pouces (92 cm).

Tableau 1

Grandeurs fondamentales du projet

Puissance, chaleur	5 000 à 10 000 kW
Température (à la sortie du noyau)	300 °C
Pression	$\geqslant$ 500 livres par pouce carré (35 kg/cm²) au-dessus de la pression de la vapeur
Diamètre du cœur	32 pouces (81 cm)
Solution dans le cœur	UO_2SO_4 dans D_2O
Couche de récupération	D_2O ou ThO_2 dans D_2O
Vitesse de circulation du combustible	400 gallons par minute (1 512 l/mn)
Hydrodynamique du cœur.	Écoulement direct
Substance de structure du cœur	Zircaloy-2
Substance de structure de l'unité dans son ensemble.	Acier inoxydable type 347
Enlèvement du gaz radiolytique	Séparateur axial
Recombinaison du gaz radiolytique	Basse pression, catalyseur de platine sur support d'alumine
Récupération des gaz de fission	Décroissance sur charbon activé
Conduite :	
Conditions normales	Concentration variable de la solution
Sécurité	Coefficient de température

L'augmentation de la température du combustible, de 250 °C dans la première expérience à 300 °C dans celle-ci, a été fondée sur le comportement satisfaisant de l'acier inoxydable et du Zircaloy-2 sous l'action corrosive du sulfate d'uranyle dilué et sur la température plus élevée à laquelle apparaît la démixtion en deux phases liquides dans le combustible plus dilué [2].

La valeur de la pression, 2 000 livres par pouce carré (140 kg/cm²), a été choisie en raison de la nécessité d'une surpression dans le système pour éviter l'ébullition, et vise aussi à réduire le volume de gaz dans le cœur. Une pression maximum de 52,5 kg/cm² a donc été prévue en plus de la pression de vapeur de l'eau (87,5 kg/cm² à 300 °C environ).

On a fixé l'épaisseur de la couche de récupération à 14 pouces (36 cm), pour deux raisons : d'une part, au cas où l'on utiliserait du thorium, pour réduire les fuites de neutrons à une valeur telle qu'il soit possible d'obtenir un taux de conversion élevé ou peut-être la régénération; d'autre part, pour permettre d'utiliser une simple enceinte étanche dont les dimensions soient à la portée des techniques courantes de fabrication.

La vitesse de circulation du fluide combustible (400 gallons par minute, soit 1 512 litres par minute) a été déterminée en fonction des nécessités d'évacuation de la chaleur produite et de la possibilité d'obtenir des pompes convenables. Des pompes offrant de telles capacités de fonctionnement ont été utilisées avec succès dans des conditions comparables.

L'écoulement de type rotationnel à travers le cœur, qui était celui de la première expérience, a été abandonné pour un écoulement de type direct, car des expériences hydrodynamiques ont démontré que la perte de charge du premier est excessive pour les cœurs de dimensions plus importantes. Il en résulte qu'il n'est pas question d'extraire directement du cœur le gaz radiolytique, et, pour cette raison, une séparation du gaz à l'extérieur du cœur a été mise au point dans la canalisation de sortie.

Comme dans la première expérience, le gaz radiolytique séparé doit être recombiné à basse pression, mais cette fois au moyen d'un catalyseur de platine sur support d'alumine et non par combustion dans un pot de recombinaison à flamme.

Afin d'évacuer les produits de fission gazeux entraînés par le gaz radiolytique, une méthode d'adsorption sur des lits de charbon actif, suivie de décroissance, a été mise au point. L'expérience acquise par cette méthode de récupération avait été tout à fait satisfaisante avec la première pile homogène expérimentale.

L'acier inoxydable de type 347 a été choisi pour la construction; toutefois, le récipient du cœur est en Zircaloy-2, et, en certains points où règne une turbulence importante, on a utilisé le titane, par exemple pour les roues centrifuges des pompes et du séparateur de gaz. L'expérience acquise sur la corrosion et la soudure de cet acier inoxydable a été jugée excellente. La pile HRE avait été, elle aussi, construite avec ce métal.

Enfin, les caractéristiques du projet imposaient que la conduite de la pile repose entièrement sur la concentration de la solution pour le réglage en cours de fonctionnement et sur le coefficient de température pour la sécurité; en conséquence, ni barres de réglage ni appareils mécaniques de contrôle n'ont été prévus dans la pile.

Les caractéristiques du projet ont été établies sur la base de ces considérations générales; elles sont données au tableau 2.

Tableau 2

Caractéristiques du projet HRT

(HRT-I avec couche de récupération en D_2)

	Cœur	Couche de récupération
Puissance (chaleur), kW	5 000	220
Pression :		
Livres p. pouce carré	2 000	2 000
kg/cm²	140	140
Récipient :		
Diam. intér., pouces	32	60
Diamètre intér., cm	81	152
Épaisseur . .pouces	3/8	4,4
Épaisseur . . . cm	0,95	11,43
Structure	Zircaloy-2	Acier inoxydable, acier au carbone revêtu
Volume. . . litres	290	1 550
Puissance spécifique, kW/l	17	0,14
Solution	UO_2SO_4-D_2O	D_2O
Concentration en uranium g ^{235}U/kg D_2O	9,6	0
Vitesse de circulation :		
Gallons p. minute	400 à 256 °C	230 à 278 °C
Litres par minute	1 512 à 256 °C	851 à 278 °C
Température à l'entrée du cœur	256 °C (493 °F)	278 °C (532 °F)
Température à la sortie du cœur	300 °C (572 °F)	282 °C (540 °F)
Volume de gaz produit :		
Pieds cubes par s	0,96	0,013
l/s	26,88	0,364

SCHÉMA DE PRINCIPE DE LA PILE

Le schéma de principe choisi pour la pile est illustré par la figure 1. Étant donné que les circuits du fluide combustible et de la couche de récupération sont identiques (les équipements respectifs diffèrent seulement en ceci que des dimensions plus grandes sont nécessaires pour tenir compte du volume de liquide de la couche de récupération, volume qui est plus important que celui du fluide combustible), nous ne décrirons ici que le système de circulation du combustible.

Le système de circulation à haute pression

La solution de combustible est admise par pompage à la partie inférieure du cœur à la température de 256 °C, et, à une puissance de fonctionnement de 5 MW, cette solution, s'écoulant vers la canalisation de sortie, est portée à une température de 300 °C. Au sommet de la canalisation de sortie est attaché le dispositif de surpression qui est chauffé électriquement à une température maximum de 335 °C pour produire de la vapeur à 140 kg/cm² de pression. Le fluide combustible traverse le dispositif de surpression pour se rendre au séparateur de gaz, où des vannes de direction imposent au fluide une rotation suffisante pour séparer le gaz radiolytique (D_2 et O_2) et les produits de fission gazeux. Les gaz ainsi séparés forment un tourbillon le long de l'axe de la canalisation et sont alors conduits au système à basse pression. La solution de la pile s'écoule du séparateur de gaz à l'échangeur de chaleur primaire, à tubes en U, où elle est alors refroidie de 300 °C à 256 °C, en transférant sa chaleur à l'eau d'alimentation du générateur de vapeur qui entoure le faisceau de tubes. La vapeur, à 244 °C et 520 livres par pouce carré (36,4 kg/cm²) de pression, produite à la surface extérieure des tubes de l'échangeur, est partiellement dirigée vers le turbo-alternateur de 312 kVA qui avait servi à

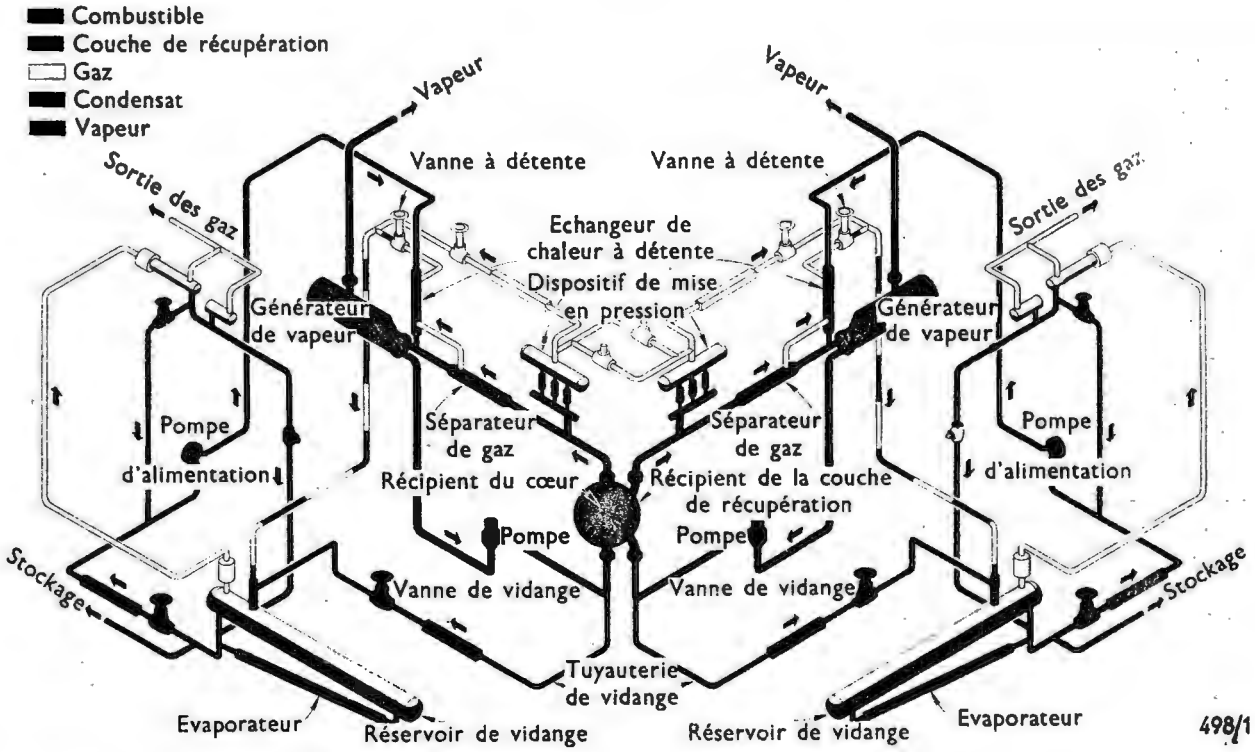


Figure 1. — Schéma de principe de la pile.

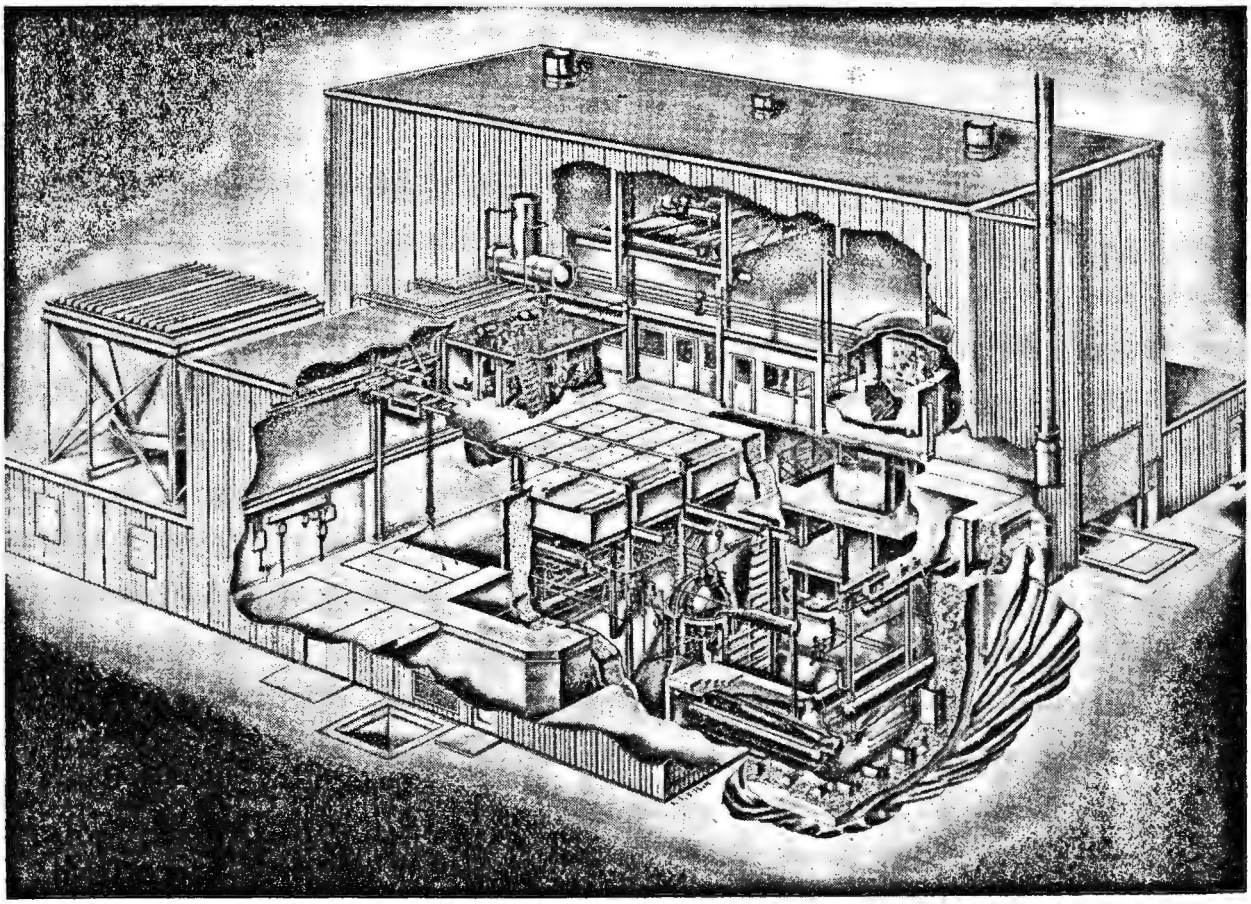


Figure 2. — Esquisse perspective de la pile HRT.

la pile HRE, et partiellement à un condenseur refroidi à l'air.

Après cela, la solution de sulfate d'uranyle s'écoule vers la pompe à rotor immergé, dont le débit est de 400 gallons par minute (1 512 litres par minute); elle est ensuite pompée vers le cœur pour être réchauffée.

Le fluide de la couche de récupération subit un cycle identique à une vitesse de circulation de 230 gallons par minute (851 litres par minute).

Le système à basse pression

Les gaz et une fraction du liquide entraîné par le séparateur de gaz sont transférés au système à basse pression par un « échangeur de chaleur à détente », canalisation pourvue d'une chemise qui refroidit le mélange de gaz et de liquide jusqu'à 90 °C. Une vanne située en aval de l'échangeur de chaleur réduit l'écoulement du gaz et du liquide à la pression atmosphérique. Le mélange est alors déchargé dans les réservoirs de soutirage (ou réservoirs intermédiaires), qui ont une capacité suffisante pour contenir tout le liquide de la pile. Un évaporateur installé dans les réservoirs de soutirage assure un brassage continuel et, ce qui est plus important, produit de la vapeur pour diluer le deutérium et l'oxygène au-delà des limites explosives. Le mélange de gaz et de vapeur s'écoule vers le pot de recombinaison catalytique, dans lequel le deutérium et l'oxygène réagissent sur un lit de grains d'alumine platinée pour former de la vapeur d'eau. L'eau lourde est condensée dans le condenseur annulaire qui suit le pot de recombinaison et s'écoule normalement de nouveau vers les réservoirs de soutirage. D'ailleurs, ce courant d'eau peut être dévié vers les réservoirs de stockage au cas où l'on désirerait modifier la concentration du fluide de la pile. L'eau qui est renvoyée aux réservoirs de soutirage est mélangée à l'excès de solution de combustible qui y est stockée (environ 25 gallons, soit 94,5 litres par minute) et ensuite amenée à l'entrée d'une pompe d'injection étanche à diaphragme, qui renvoie le liquide au système de circulation haute pression avec un débit d'environ un gallon par minute (3,78 litres par minute), remplaçant ainsi constamment le liquide enlevé par le séparateur de gaz.

Le faible volume de gaz de fission très radioactif restant après la condensation de l'eau lourde recombinée est séché sur des pièges à condensation à —23 °C et dirigé vers des lits de charbon actif. Les gaz de fission y sont absorbés pour y décroître. Les gaz quittant le lit sont dilués dans 1 400 pieds cubes par minute (39,2 m³/mn) d'air et sont évacués dans l'atmosphère par une cheminée de 100 pieds (31 m) de haut.

Tout l'équipement décrit dans ce schéma est logé dans l'enceinte protégée principale. Les positions relatives des diverses parties sont indiquées à la figure 2.

PROTECTION ET DISPOSITION DE L'ÉQUIPEMENT

La conception du bouclier a été déterminée par plusieurs facteurs; on a voulu, en particulier, réaliser un ensemble accessible et souple en raison de la nature expérimentale de l'installation, pouvoir retenir complètement les divers liquides contenus dans la pile en cas de fuite ou de rupture du récipient étanche ou des échangeurs de chaleur, utiliser efficacement l'espace dans un bâtiment déjà existant et avoir la possibilité d'immerger l'ensemble dans l'eau légère pour des opérations d'entretien ou de remplacement des diverses pièces.

La fosse contenant le bouclier de protection de la pile occupe la travée centrale du bâtiment. Cette fosse est construite en tôles d'acier de $^3/_4$ de pouce (1,9 cm) d'épaisseur, soudées et renforcées au point de pouvoir résister à une pression intérieure de 30 livres par pouce carré (2,1 kg/cm²) correspondant à la détente adiabatique instantanée de toutes les parties du système fluide de la pile. Cette cuve est longue de 54 pieds (16,2 m), large de 30 $^1/_2$ pieds (9,15 m) et profonde de 25 pieds (7,50 m). Les cellules de traitement chimique sont conçues de la même manière; chacune d'elle à 12 pieds (3,60 m) de largeur sur 25 pieds (7,50 m) de longueur. La surface supérieure des dalles du toit du bouclier est au niveau du sol.

Ce toit est en béton de densité élevée, et son épaisseur totale est de 5 pieds (1,52 m); il est constitué par deux planchers de dalles mobiles, avec une plaque d'acier entièrement soudée prise en sandwich entre elles et s'étendant sur toute la surface haute de l'enceinte pour former un couvercle étanche aux gaz. Les dalles du toit sont solidement fixées aux poutres et colonnes portantes au moyen d'une entaille et d'un système de verrouillage. Les colonnes sont coulées dans une semelle de béton de 3 pieds (0,9 m) d'épaisseur, elle-même amplement armée avec de l'acier.

Le mur entre l'enceinte de la pile et l'aire de la salle de commande est formé de deux tôles d'acier de $^1/_2$ pouce (1,27 cm) espacées de 5 $^1/_2$ pieds (1,65 m), l'espace intercalaire étant rempli d'une substance de protection telle qu'un mélange d'eau et de gravier de baryte à densité élevée. L'emploi d'une matière fluide de protection entre la pile et la salle de commande permet une certaine souplesse dans le logement des tuyaux de service et les conduits instrumentaux ou électriques. Toutes les canalisations quittant la cuve de la pile sont soudées aux deux tôles de protection et reliées à des boîtes de jonction à l'intérieur de la cuve avec des joints étanches sur chacun des câbles.

La dose de rayonnement émis par la pile ne dépasse 0,01 rep par heure en aucun point extérieur à l'enceinte, quand elle fonctionne à 10 MW. En vue de diminuer l'activation aux neutrons de l'appareillage situé dans la cuve, le récipient de la pile est entouré par un bouclier contre les neutrons thermiques consistant en 1 à 2 pieds (30 à 60 cm)

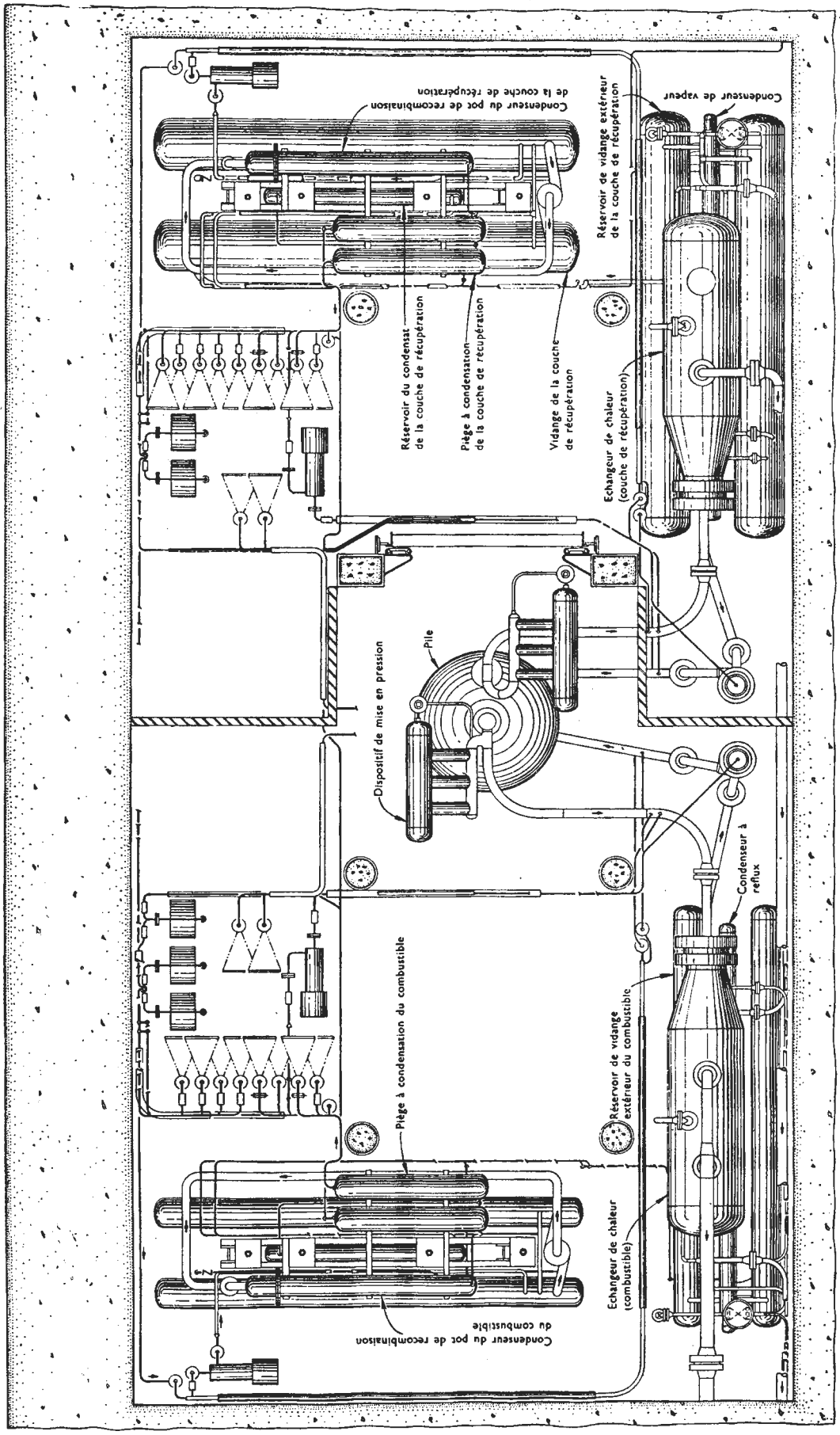


Figure 3. — Emplacement des organes de la pile. Plan.

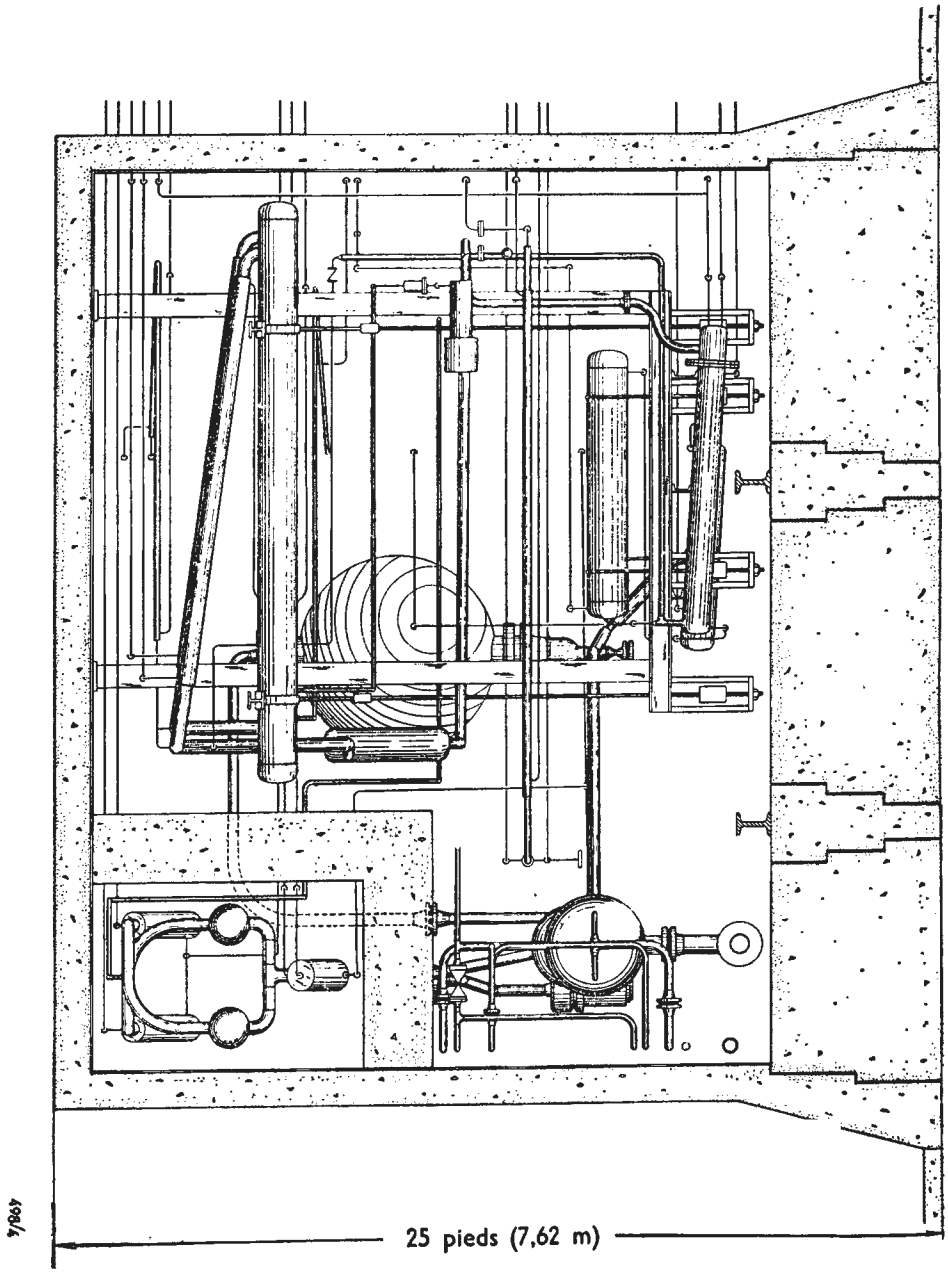


Figure 4. — Emplacement des organes de la pile. Élévation.

d'un mélange de sable de baryte, de colemanite (contenant du bore) et d'eau, ce mélange ayant une densité en bloc de 3 g/cm³. Ce bouclier est contenu dans un réservoir d'acier ayant la forme d'un igloo.

Entretien sous l'eau

La cuve blindée, ainsi que tous les appareils qui s'y trouvent, ont été conçus pour être immergés dans de l'eau légère, afin d'avoir un écran non rigide destiné à protéger les travailleurs durant les opérations de révision. Des outils spéciaux à longs manches doivent permettre à un opérateur de se tenir au niveau du sol pendant qu'il resserre des boulons ou fait des ajustements sur les parties de l'appareillage situées dans l'enceinte immergée.

Les organes considérés comme étant les plus fragiles (par exemple les pompes de circulation, les éléments de chauffage du surpresseur, les vannes) ont été logés et conçus pour des réparations à distance effectuées de cette façon.

S'il devient nécessaire d'ouvrir le système de canalisations pour enlever certaines pièces, le fluide de la pile est vidangé et amené aux réservoirs de stockage extérieurs à l'enceinte. Ensuite, la canalisation est remplie avec de l'eau lourde obtenue par évaporation de la solution. Des chemises réfrigérantes ont été prévues autour des canalisations voisines des points de démontage, de façon à pouvoir geler l'eau lourde pour constituer un bouchon. Ce système évite l'introduction de l'eau formant bouclier dans les canalisations de la pile pendant le démontage. D'ailleurs, au cas où l'eau légère s'introduirait dans les canalisations, il a été prévu de l'évacuer par purge.

Disposition des divers organes à l'intérieur de l'enceinte de protection

La disposition des divers organes de la pile dans l'enceinte principale est représentée avec plus de détails dans les figures 3 et 4. La pile est près du centre de l'enceinte, placée derrière le bouclier contre les neutrons thermiques, épais de 2 pieds (61 cm). A gauche de la pile, se trouvent tous les organes de la couche de récupération. Les rangées de colonnes portantes indiquent la situation des futurs murs de division que l'on pourrait réaliser. L'espace entre les colonnes a été presque toujours conservé libre de toutes pièces d'équipement pour permettre l'installation éventuelle d'écrans destinés à l'isolement de certains groupes de pièces, au cas où les réparations ne pourraient pas être effectuées alors que l'enceinte est immergée.

Le dispositif de surpression est installé directement au-dessus de la pile. Le séparateur de gaz est une partie de la canalisation en S qui va du cœur à l'échangeur de chaleur. L'échangeur de chaleur principal (générateur de vapeur) et la pompe de circulation sont situés aussi près de la pile que le permettent les contraintes thermiques et les considérations d'accessibilité pour les réparations, en vue de maintenir au minimum le volume mort de combustible dans les canalisations. L'aire à la gauche de la pile a été réservée pour des modifications ou des additions éventuelles à l'appareillage déjà existant.

A l'extrême gauche, se trouve groupé tout l'équipement à basse pression, qui comprend les réservoirs de soutirage, le pot de recombinaison, le réservoir du condensat et les pièges à condensation. Ces divers appareils sont montés sur un châssis rigide en acier.

Autant que possible, les vannes sont situées près du mur de la salle de commande, de façon que les conduites d'air et celles de détection de fuites puissent être aussi courtes que possible. La situation des vannes est telle que tous les joints de raccordement peuvent être aisément déconnectés par le dessus.

CONDUITE DE LA PILE

Comme on l'a déjà indiqué, par suite de la stabilité propre des piles homogènes à phase aqueuse, la pile est conçue sans barres de réglage ni de sécurité. La fonction des barres de réglage est remplie par d'autres organes mécaniques comme les pompes, les évaporateurs et les vannes. Ceux-ci règlent la concentration de la solution dans la région du cœur et, par conséquent, la température moyenne de la pile, alors que la puissance est réglée par la vitesse d'évacuation de la chaleur. La protection contre de grandes augmentations de la réactivité, fonction qui est normalement celle des barres de sécurité, est simplement obtenue en vertu du coefficient de température à valeur négative élevée, $-2 \times 10^{-3}\ \Delta\ k/k$ °C à 280 °C. La compensation d'augmentation de la réactivité est obtenue par la dilatation thermique de la solution de combustible, dont une partie est éjectée du cœur par la soupape de sûreté vers le dispositif de surpression dont l'espace de vapeur sert de volume régulateur. Si l'on se fie entièrement au coefficient de température négatif, c'est exclusivement en raison d'expériences effectuées avec la pile HRE. Il est donc intéressant de décrire certaines de ces expériences.

Expériences de réactivité avec la pile HRE

Une série d'expériences cinétiques ont été effectuées avec la pile HRE dans lesquelles on a observé les variations de la puissance en fonction des augmentations de réactivité. D'abord, l'intervalle complet des augmentations de réactivité normalement possibles — concentration du combustible, mouvement des barres de réglage et niveau du réflecteur — a été vérifié avec des puissances initiales faibles, de l'ordre de 10 W, et des vitesses de variation de réactivité de 0,05 pour cent par seconde. Puis, afin d'effectuer des essais plus sévères, la pompe principale de circulation fut arrêtée, la pile maintenue à une faible puissance et à une température élevée, mais l'échangeur de chaleur

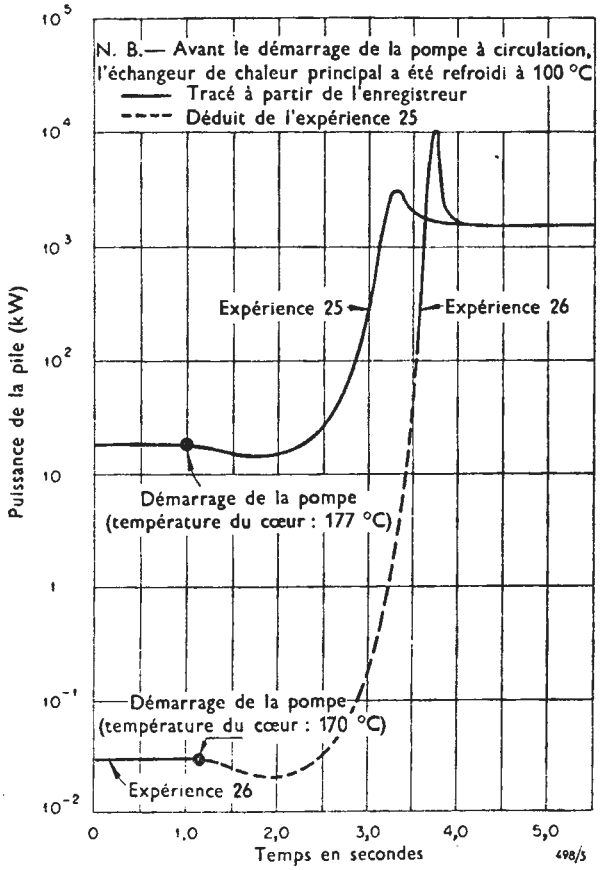


Figure 5. — Variation de puissance de HRE pendant une augmentation de réactivité de 0,8 pour cent par seconde.

fut refroidi à 100 °C. Quand la pompe fut amenée à redémarrer, le combustible froid dans l'échangeur de température fut rapidement injecté dans le cœur, produisant une vitesse d'augmentation de réactivité de 0,8 pour cent par seconde. Les résultats des deux expériences, dans lesquelles seules les puissances initiales étaient différentes, sont indiqués à la figure 5; la puissance a augmenté avec une période très courte de 35 millisecondes, atteignant un maximum de 10 MW en une seconde, puis elle s'est approchée de la puissance d'équilibre, qu'elle a atteinte 0,2 s après le maximum. Le calcul montre que l'augmentation de pression, correspondant au maximum de puissance à 10 MW, est seulement de 350 g/cm².

Cinétique de la pile HRT

Bien que des ondes de choc de pression n'aient jamais été mises en évidence, même dans les conditions les plus sévères, lors des essais effectués avec la pile HRE, les calculs relatifs à certains accidents possibles de la pile HRT ont montré que les augmentations de pression pourraient être suffisantes pour causer certains désagréments; le système a donc été conçu pour éliminer de telles possibilités.

Si de grands excès de réactivité doivent être compensés par de grandes augmentations de température de la solution, la dilatation résultant de la solution peut être suffisante pour augmenter momentanément, dans une proportion importante, la pression à l'intérieur du récipient contenant le cœur. Par exemple, si la plus importante conduite de vapeur de l'échangeur principal de chaleur se rompait, la baisse soudaine de la pression de vapeur jusqu'à une pression de l'ordre de la pression atmosphérique refroidirait la solution de combustible, comme le ferait une augmentation de réactivité à la vitesse de 1,6 pour cent par seconde environ. Si on ne prévoit pas l'indispensable dispositif de sécurité, il en résultera une augmentation de pression dans le cœur allant de 100 à 800 livres par pied carré (7 à 56 kg/cm²), selon la puissance de la pile au moment de l'accident. L'augmentation maximum de pression de 56 kg/cm² se produira quand la pile aura un rendement faible de l'ordre de 0,5 kW et mettra en danger le récipient en Zircaloy-2. La rupture du récipient contenant le cœur serait un accident sérieux — c'est le moins que l'on puisse dire — mais non réellement dangereux. Pour qu'il y ait éclatement de l'enceinte étanche extérieure, il est prévu qu'il faudrait une vitesse d'augmentation de la réactivité largement supérieure à 5 pour cent par seconde.

Par comparaison, l'accident le plus grave qui résulterait d'un écart avec les conditions opératoires normales produirait une augmentaion de pression négligeable. Si, pendant le démarrage, le combustible était concentré et envoyé par pompage dans le cœur froid, la réactivité pourrait être ajoutée à la vitesse de 0,66 pour cent par seconde. Dans ce cas, une montée brutale en puissance de 1 à 10 MW s'ensuivrait, avec une augmentation de 10 à 25 °C de la température du fluide et une augmentation dans la pression du cœur de 5 à 10 livres par pouce carré (350 à 700 g/cm²).

Disons tout de suite que les systèmes de commande et de fonctionnement pour la pile sont conçus de sorte que se trouvent exclues les opérations ou les suites d'opérations qui peuvent avoir pour résultat des variations excessives de réactivité. Par exemple, la protection contre l'effet de rupture de la conduite de vapeur est fournie par un appareil qui arrête la pompe de circulation du combustible quand la pression de vapeur atteint un taux supérieur à 20 livres par pouce carré (1,4 kg/cm²) par seconde. De plus, une soupage de sécurité automatique est prévue pour éviter une surpression trop grande sur le récipient contenant le cœur (voir appendice).

FONCTIONNEMENT DE LA PILE

Démarrage

Cette pile démarre d'une façon extrêmement simple. Au départ, tous les fluides de la pile seront contenus dans les réservoirs de stockage. L'opéra-

teur commence par évaporer l'eau de la solution de combustible dans les réservoirs de soutirage. Au fur et à mesure que le condensat d'eau lourde est recueilli, il est envoyé par pompage vers les circuits de circulation à haute pression, par les pompes à injection à haute pression. Les circuits du combustible et de la couche de récupération sont remplis simultanément. Quand les indicateurs de niveau du dispositif de surpression indiquent « plein », le chauffage de ce dispositif est mis en action et la pression s'élève à 2 000 livres par pouce carré (140 kg/cm²) en 3 à 4 heures. Pendant ce temps, les pompes de circulation démarrent et la vapeur est admise sur les parois extérieures des tubes des échangeurs de chaleur.

A mesure que le condensat pur circule à travers les échangeurs de chaleur, il est chauffé jusqu'à ce qu'il atteigne une température de 200 °C. A ce point, l'admission de vapeur est arrêtée et on commence à ajouter du combustible concentré provenant des réservoirs de soutirage, en ouvrant une vanne à l'entrée de la pompe à injection. Comme ce combustible concentré est ajouté au système circulatoire à haute pression, à une vitesse de 3,2 kg de solution par minute, le cœur de la pile approche de l'état critique à une vitesse de 0,008 pour cent δk par seconde. Quand la concentration du fluide circulant dépasse 5,3 g/kg, la pile devient surcritique et commence à produire de la chaleur. L'addition de combustible concentré est poursuivie au-delà de ce point, et la température de la pile continue à augmenter quand on ajoute encore du combustible, jusqu'à ce qu'après 80 minutes

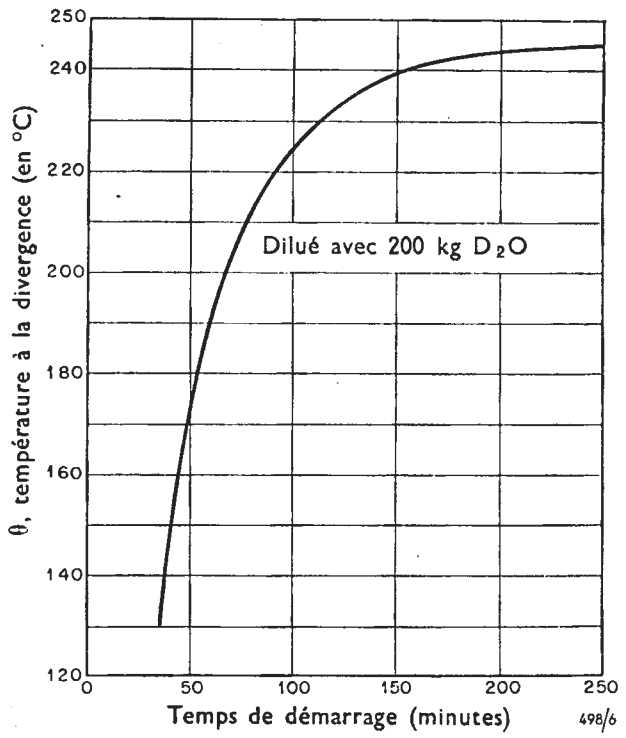


Figure 6. — Démarrage de HRT.

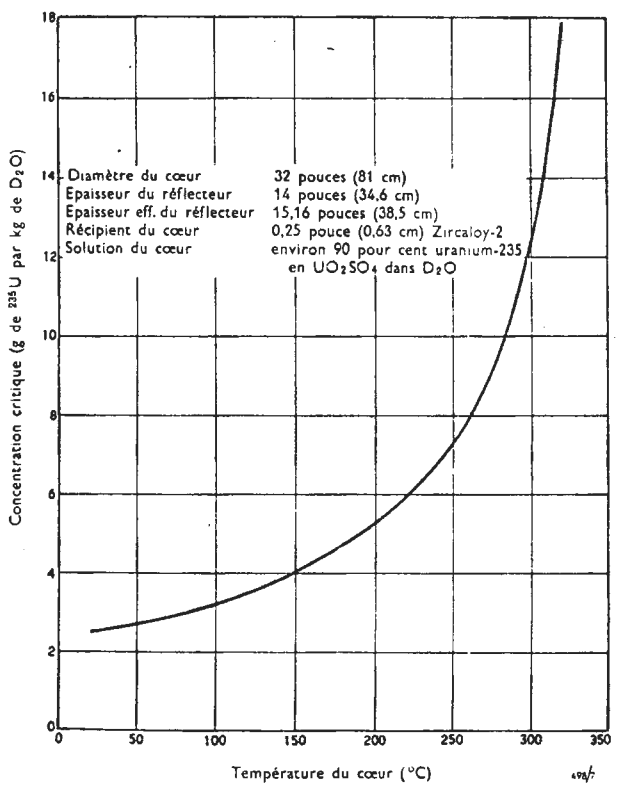


Figure 7. — Concentration à la divergence de l'uranium-235 dans le cœur de HRT (avec couche de récupération en eau lourde).

environ, elle commence à approcher de la valeur d'équilibre (252 °C) correspondant à un brassage uniforme de toute la charge de combustible et d'eau lourde. La variation de température avec le temps pendant cette période est indiquée à la figure 6. Si l'on n'extrait pas de vapeur, la pile fonctionne au ralenti et, à cette température, à une puissance suffisante pour compenser les pertes thermiques de l'ensemble.

Quand l'opérateur désire augmenter la température de la pile, il le fait en fermant une vanne; il fait ainsi dévier vers le réservoir de stockage du condensat l'eau lourde, qui retournerait normalement du pot de recombinaison au système circulant. Ainsi la concentration du combustible augmente lentement et, par conséquent, la température de fonctionnement augmente également. La manière dont la température du combustible est liée à la concentration est indiquée à la figure 7. L'opération de concentration est arrêtée quand la température du combustible atteint 280 °C, équivalente à une concentration de combustible de 9,6 g d'uranium-235 par kilogramme d'eau lourde. La pile est alors prête pour l'utilisation de l'énergie produite. Le temps total nécessité par ces opérations sera approximativement 8 à 9 heures, ce qui coïncide avec la vitesse pour l'augmentation de température (30 °C par heure) autorisée par les limitations dues aux contraintes thermiques des parties les plus massives.

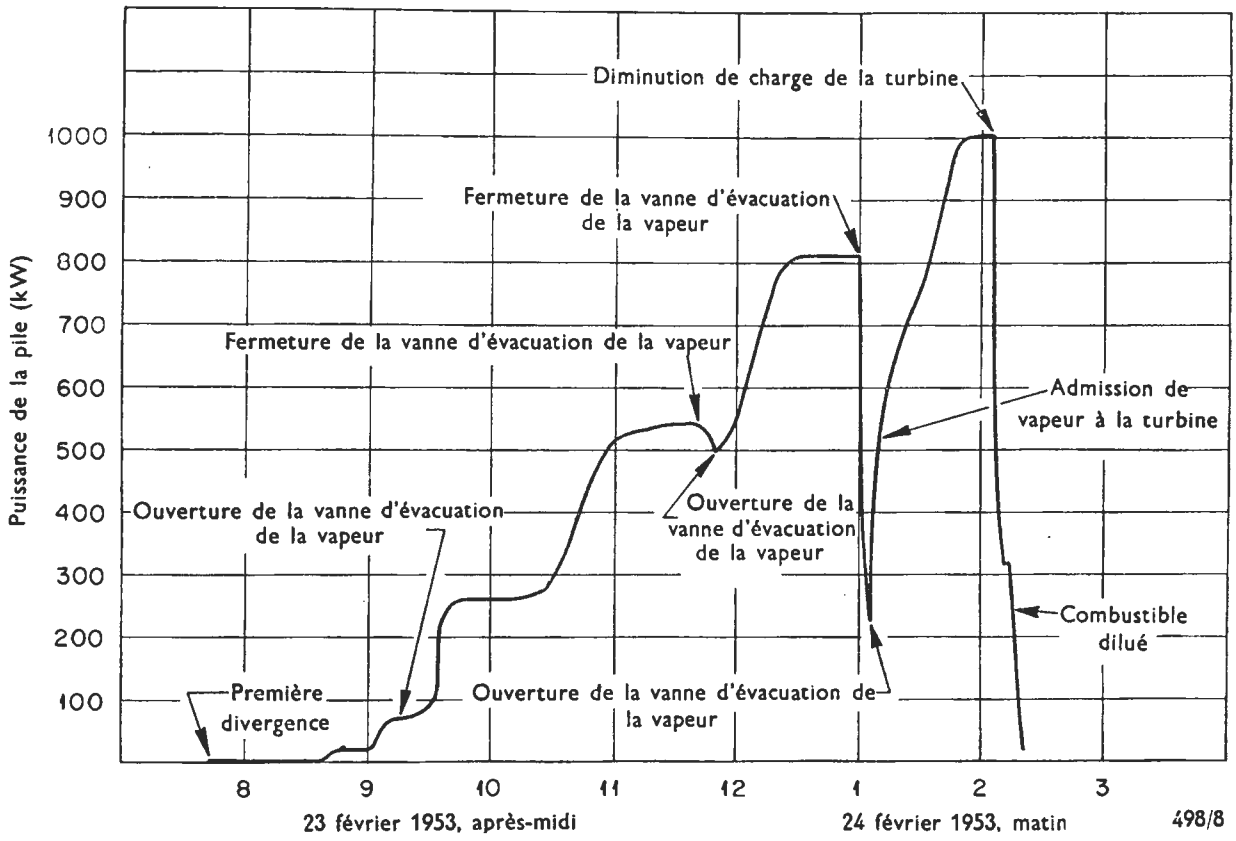


Figure 8. — Fonctionnement initial à pleine puissance de la pile HRE.

Utilisation de l'énergie

Un des résultats de la valeur assez élevée du coefficient de température et de la faible capacité thermique est que cette pile ne peut produire plus de chaleur qu'il ne lui en est enlevé, sauf pour de très courts moments. L'évacuation de la chaleur est effectuée simplement en ouvrant les vannes de réglage de la vapeur; de ce fait le fluide quittant le cœur est refroidi en traversant l'échangeur de chaleur. Puisque toute diminution dans la température du cœur est la cause d'un accroissement de réactivité résultant du coefficient de température négatif, le fluide froid entrant dans le cœur doit se réchauffer jusqu'à ce qu'il compense l'excès de réactivité. Ainsi, en passant à travers le cœur, la solution de combustible est chauffée à une vitesse correspondant à la vitesse à laquelle la vapeur est évacuée. A la puissance de fonctionnement de 5 MW, la température d'entrée du cœur est de 252 °C et la température de sortie est de 300 °C. La température moyenne du cœur sera toujours de 280 °C pour une concentration de combustible de 9,6 g d'uranium-235 par kilogramme d'eau lourde, bien que les températures d'entrée et de sortie varient en fonction de la vitesse d'enlèvement d'énergie. A tout instant, l'opérateur peut augmenter la température moyenne en enlevant de l'eau du combustible en circulation, ou changer l'extraction d'énergie en réglant l'étranglement de la soupape d'évacuation de la vapeur. Quand la vapeur est fournie au turbo-alternateur, le fonctionnement est encore plus simple. Dans ce cas, il suffit d'ajuster la position du régulateur de la turbine. Le servomécanisme du régulateur maintiendra n'importe quelle puissance choisie par l'opérateur. Ce que l'on peut attendre d'un tel système peut être clairement compris d'après l'expérience réelle déjà citée, faite avec la pile HRE. La figure 8 montre comment la pile réagit aux variations brusques d'extraction de chaleur. Partant d'une puissance de 800 kW, la soupape de sortie de vapeur a été fermée soudainement : on voit que la puissance est descendue lentement pendant à peu près 5 minutes, atteignant la valeur de 255 kW. A ce moment, la charge a été transmise au turbo-alternateur et, pendant les 30 minutes suivantes, la puissance a été augmentée à 1 000 kW sans fluctuations.

Arrêt de la pile

L'arrêt de la pile s'effectue normalement d'une façon exactement inverse au processus adopté pour le démarrage. Après avoir fermé la vanne de sortie de la vapeur, l'opérateur commence à introduire par pompage le condensat pur dans le circuit à haute pression. La solution de combustible déplacée par le condensat est recueillie dans les réservoirs de

soutirage de la solution. A mesure que s'effectue cette opération, la solution qui circule devient de plus en plus diluée et, après deux heures, elle a une concentration assez faible en uranium pour que la pile soit à l'état sous-critique à 20 °C. A ce moment, presque tout l'uranium a été collecté dans les réservoirs de soutirage et la pile est prête pour un autre démarrage.

Les arrêts sont considérés comme anormaux s'il est nécessaire d'arrêter la pile avec vidange des systèmes à haute pression. Des vannes de décharge sont prévues à cet effet, mais on espère ne pas avoir à les ouvrir, à moins qu'une fuite de la solution ne soit décelée. Dans une telle circonstance, les récipients de la pile pourraient être vidés en 10 minutes environ.

Appendice

DÉTAIL DES ORGANES DU CIRCUIT A HAUTE PRESSION

Cœur de la pile

A la figure 9, on voit que le cœur de la pile est monté avec le récipient à haute pression de la couche de récupération et le bouclier antiexplosion. Le cœur est un récipient en forme de poire, de 32 pouces (81 cm) de diamètre, fabriqué en Zircaloy-2, alliage de zirconium et d'étain à très faible section efficace d'absorption pour les neutrons. L'entrée, ou section diffusante, est formée de tôles de $^3/_8$ de pouce (0,95 cm) en deux cônes, le premier avec un angle de 30 degrés et le second avec un angle de 90 degrés. Neuf tôles perforées de $^1/_8$ de pouce (0,32 cm) d'épaisseur sont disposées dans la section conique pour répartir le fluide qui arrive par la canalisation d'entrée; celle-ci a un diamètre de 3 $^1/_2$ pouces (8,9 cm). La moitié supérieure du récipient est un hémisphère dont les parois ont une épaisseur de $^5/_{16}$ de pouce (0,8 cm).

Les résultats de nombreux essais hydrostatiques indiquent que le récipient contenant le cœur, en Zircaloy-2, peut supporter une pression intérieure supérieure à 900 livres par pouce carré (63 kg/cm²) et une pression extérieure de plus de 400 livres par pouce carré (36 kg/cm²). Durant le fonctionnement de la pile, des appareils compensateurs de pression, des vannes de réglage et une membrane de rupture protègent la paroi mince du cœur contre des différences de pression supérieures à 200 livres par pouce carré (14 kg/cm²).

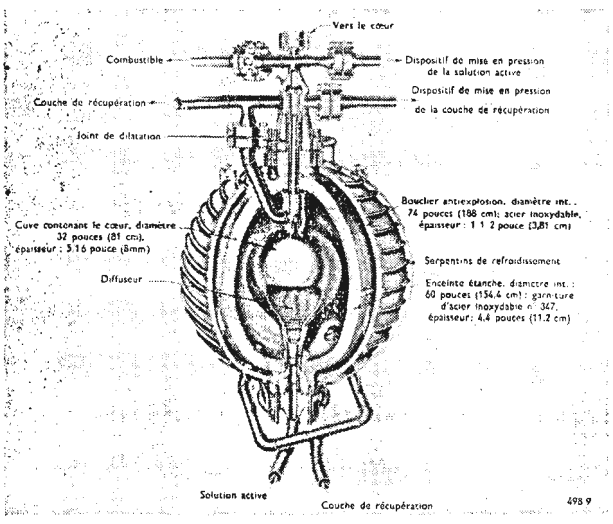


Figure 9. — Ensemble des enceintes de la pile HRT.

Enceinte étanche

Entourant le cœur de la pile, l'enceinte de la couche de récupération supporte la pression de fonctionnement de 2 000 livres par pouce carré (140 kg/cm²); son diamètre intérieur est de 60 pouces (152,4 cm). Elle est formée de deux hémisphères de 4 pouces (10,2 cm) d'épaisseur en acier au carbone (ASTMA 212-52 at), revêtu d'une couche d'acier inoxydable type 347 de 0,4 pouce (1,02 cm) d'épaisseur. Cette épaisseur d'acier au carbone est suffisante pour limiter les contraintes, tant thermiques que de pression, allant jusqu'à 1 800 livres par pouce carré (1 260 kg/cm²) à 10 MW. Des brides de raccordement avec des joints métalloplastiques sont prévues pour les tuyaux d'entrée et de sortie de la solution de la couche de récupération. Des brides sont aussi prévues pour les canalisations d'entrée et de sortie de la solution du cœur. La bride du fond (entrée) est à soudure étanche, mais la bride supérieure est démontable.

Ensemble cœur et enceinte étanche

Pour tenir compte d'une dilatation différentielle entre les deux récipients, un joint en métal plissé, à soufflet, type Zallea, a été mis en place à la partie supérieure. Le soufflet est conçu pour un service continu sous une différence de pression de 200 livres par pouce carré (14 kg/cm²) à 300 °C et une flexion totale de $^3/_8$ de pouce (0,95 cm). Un soufflet semblable a subi 1 000 cycles dans ces conditions sans incident. La différence de pression normale est inférieure à 50 livres par pouce carré (3,5 kg/cm²).

Bouclier antiexplosion

Le bombardement de l'acier au carbone par des neutrons rapides a pour résultat, selon certaines publications, une augmentation mesurable de la fragilité, dans des échantillons irradiés entre 21 °C et 60 °C. Cette altération est réduite, apparemment par un effet de guérison, dans l'intervalle de température (260 °C à 300 °C) de la pile HRT. Il subsiste une possibilité lointaine pour qu'une telle altération entraîne des cassures par fragilité dans l'enceinte étanche. Pour l'écran étanche, le dommage résultant d'un tel accident serait sérieux, de sorte qu'une protection réelle a été considérée comme nécessaire.

Cette protection a été assurée en enfermant l'enceinte étanche dans une sphère en acier, épaisse

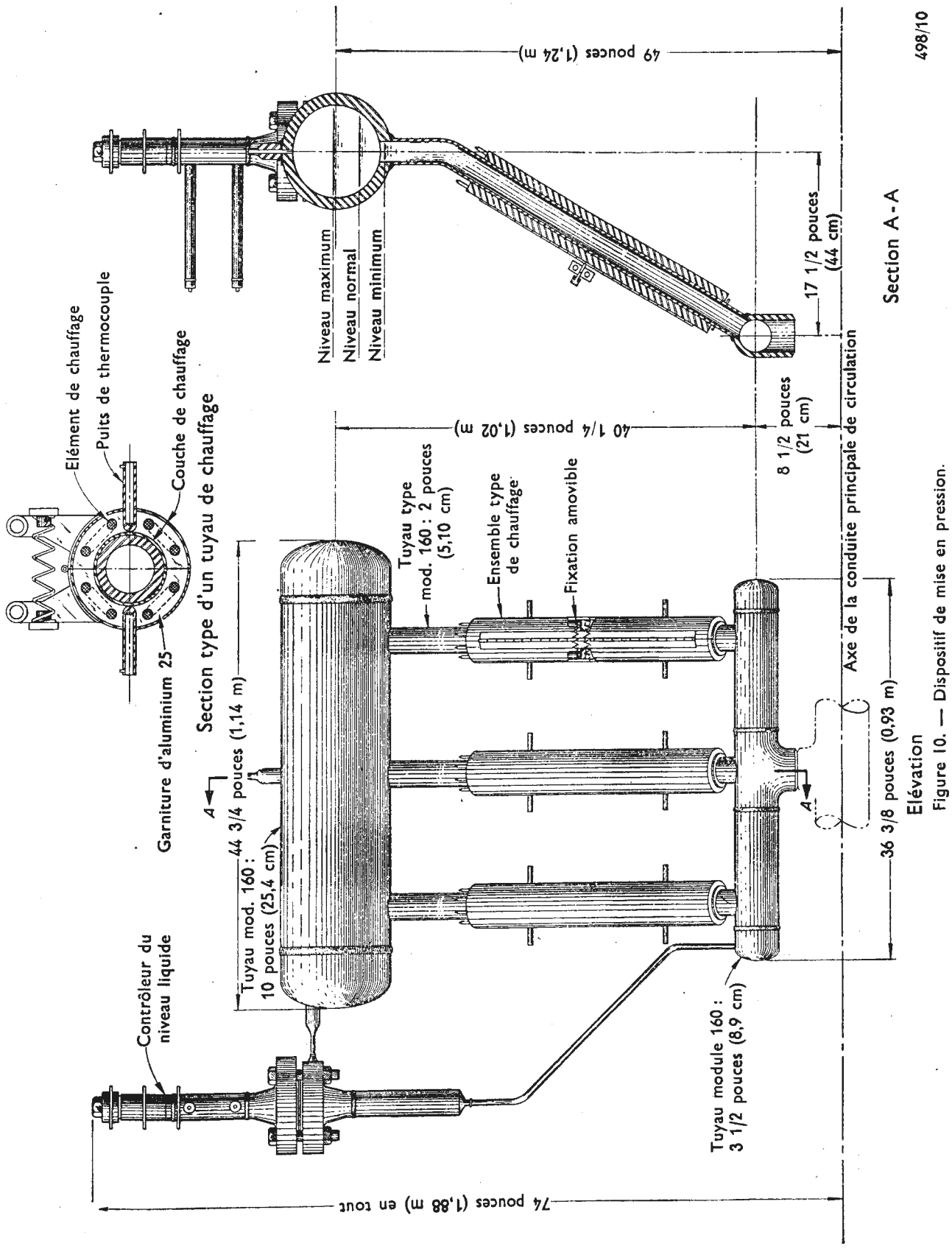


Figure 10. — Dispositif de mise en pression.

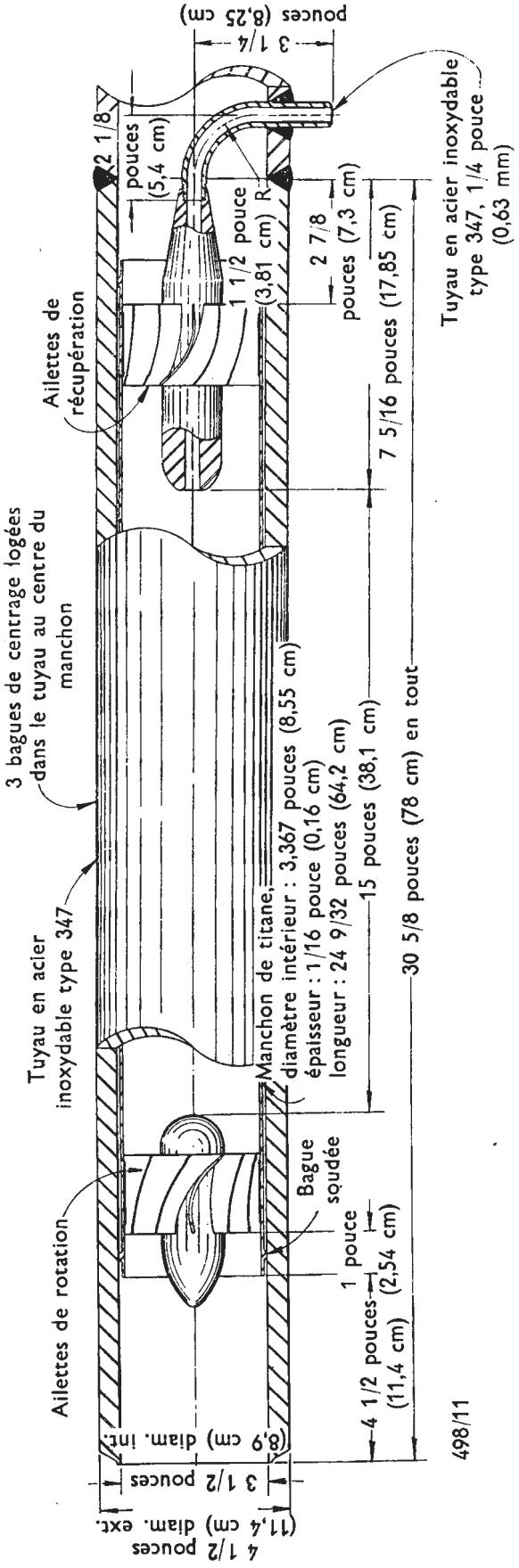


Figure 11. — Séparateur de gaz.

de 1 $^1/_2$ pouce (3,8 cm), distante de 3 pouces (7,6 cm) du récipient le plus épais. Ce bouclier antiexplosion est conçu pour retarder l'expansion très rapide du liquide chaud provenant de l'enceinte étanche et pour arrêter les fragments de cette enceinte qui pourraient briser le bouclier étanche ou endommager une autre partie de l'appareillage. Il n'est pas soudé aux ajutages sortant de l'enceinte étanche, mais les passages ayant été réduits au minimum, la vapeur ne pourrait se répandre que lentement dans le bouclier.

Dispositif de mise en pression

Le dispositif de mise en pression (fig. 10) est conçu pour faire bouillir un petit volume de la solution du cœur ou de celle de la couche de récupération à une température qui surpasse d'à peu près 35° C la température maximum du cœur. Par ce moyen, la vapeur est accumulée à des pressions élevées de l'ordre de 2 000 livres par pouce carré (140 kg/cm²) dans le dôme de vapeur, situé en haut du récipient de mise en pression. Le système de circulation à haute pression tout entier communique avec ce dôme et est donc soumis à la pression qui y règne.

La chaleur nécessaire pour élever la température de ce dispositif est fournie par un système de chauffage électrique attaché aux trois tuyaux partiels IPS de 2 pouces (5 cm). La protection contre la surchauffe et l'endommagement des tuyaux est obtenue en moulant les résistances Calrod dans un alliage d'aluminium à point de fusion assez bas (450 °C) et par des coupe-circuit à thermostat dans chaque élément de chauffage.

La conception du dispositif de mise en pression a été influencée par la nécessité d'équilibrer les pressions entre le cœur et la couche de récupération. Pendant le fonctionnement normal, la différence de pression entre les deux dispositifs de mise en pression est réglée par des instruments à ± 20 livres par pouce carré (1,4 kg/cm²), en faisant varier la puissance du chauffage. En vue de protéger le cœur, aux parois relativement minces, des dommages causés par des pressions excessives en cas de défaillance d'un instrument, les dômes de vapeur du cœur et de la couche de récupération sont interconnectés par deux soupapes de sûreté prévues pour s'ouvrir à une augmentation de pression de 200 livres par pouce carré (14 kg/cm²) dans une direction ou dans l'autre. Une membrane de rupture, indifférente au sens de la pression, est aussi prévue pour le cas où les soupapes de sûreté ne rempliraient pas leur rôle.

Le système équilibrant la pression est le plus éprouvé lors d'une vidange des solutions de combustible et de la couche de récupération dans les réservoirs de décharge. Dans cette situation, il maintient une différence de pression minimum à travers la paroi du cœur en étranglant les vannes de trop-plein du cœur et de la couche de récupération.

Séparateurs de gaz

Les séparateurs de gaz, représentés à la figure 11, constituent un appareil efficace pour séparer d'un courant liquide les gaz non dissous. Chaque séparateur est capable d'extraire 2,4 pieds cubes (67,2 l)

par minute avec une efficacité de 98 pour cent et avec un entraînement maximum d'un gallon par minute (3,78 litres par minute) de liquide. D'ailleurs, il n'est nécessaire d'extraire que 0,9 pied cube (25,2 litres par minute) de gaz pendant le fonctionnement normal de la pile HRT, c'est-à-dire à 5 MW, 300 °C et 2 000 livres par pouce carré (140 kg/cm²).

Échangeur de chaleur à détente

L'échangeur de chaleur à détente est conçu pour refroidir le mélange de gaz, la vapeur et le liquide du séparateur de gaz à une température d'environ 90 °C, pour éviter que la vanne de détente située à l'extrémité de l'ajutage de vidange de l'échangeur ne soit pas trop corrodée par un fluide à haute température.

Le mélange s'écoule à travers une boucle de 35 pieds (10,5 m) de long formée par assemblage de tubes de $^{7}/_{8}$ de pouce (2,2 cm) de diamètre extérieur à l'intérieur d'un tuyau d'un pouce (2,54 cm) module 80. Le refroidissement est opéré à contre-courant à l'intérieur du tube véhiculant la solution et venant des réservoirs de soutirage, au fur et à mesure de son retour dans le circuit de circulation sous l'action de la pompe d'alimentation à haute pression. Une capacité additionnelle de refroidissement est fournie par une chemise d'eau de 8 pieds (2,4 m) de long autour du tuyau d'un pouce (2,54 cm) près de l'extrémité aval de l'échangeur.

Échangeurs de chaleur principaux

La conception des échangeurs de chaleur principaux est indiquée à la figure 12. La solution chaude entre par le côté supérieur du canal de distribution à 300 °C, 2 000 livres par pouce carré (140 kg/cm²) de pression et circule à travers 250 tubes en U de $^{3}/_{8}$ de pouce (0,95 cm) de diamètre extérieur et de 0,065 pouce (0,16 cm) d'épaisseur. La surface totale de transfert de chaleur est environ de 500 pieds carrés (46,5 m²). La chaleur passe de la solution chaude dans l'eau d'alimentation extérieure à un taux de 5 000 kW, pour produire environ $1{,}62 \times 10^{4}$ livres par heure (735 kg/h) de vapeur à 520 livres par pouce carré (36,4 kg/cm²) et 244 °C. Un travail considérable a été fait en vue d'obtenir des tubes de très haute qualité pour ces appareils, afin

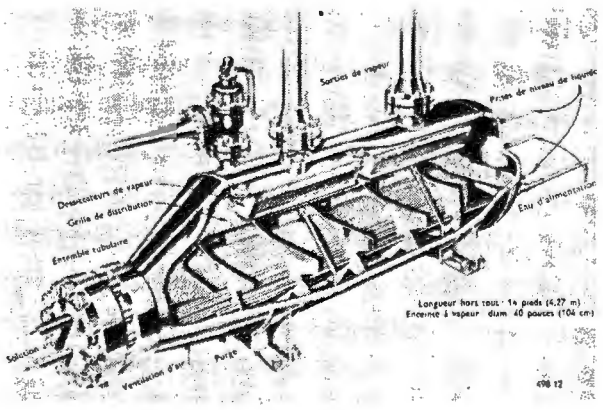


Figure 12. — Générateur de vapeur de la pile de 5 MW HRT.

de réduire l'éventualité de rupture de tubes et les fuites consécutives de la solution active dans la vapeur. Les tubes ont été examinés aux ultrasons et au débitmètre magnétique, instrument capable de mettre en évidence des imperfections d'un diamètre de 0,0002 pouce (0,0054 cm). Après les opérations de flexion et de recuit, chaque tube a été vérifié pour déceler les défauts de surface par la méthode de superfinition avec un liquide pénétrant. Enfin, chaque tube a été soumis à un essai de pression hydrostatique de 4 000 livres par pouce carré (280 kg/cm²). Après avoir subi toutes ces vérifications, les tubes ont été introduits dans les plaques perforées qui forment l'enveloppe de l'échangeur, puis soudés à l'arc sous atmosphère inerte avec électrode de tungstène.

Pompes principales de circulation

Les pompes de circulation choisies pour la pile HRT sont des modifications du modèle 150 C, de la Westinghouse Electric Corporation, qui sont des pompes centrifuges totalement étanches (fig. 13). Le rotor et le stator sont tous deux enfermés dans des enveloppes étanches en acier inoxydable qui permettent au rotor de fonctionner dans le fluide à pomper. La roue centrifuge est attachée directement au rotor. La pompe de circulation du combustible au débit de 400 gallons par minute (1 512 l/mn), et la pompe de circulation du fluide de la couche de récupération, au débit de 230 gallons par minute (851 l/mn), ont des moteurs identiques, la seule différence étant la taille et la conception de la roue centrifuge. Les zones de grande vitesse, dans les deux pompes, sont garnies de titane.

Pompes d'alimentation

Le liquide est continuellement amené des réservoirs de soutirage dans le système de circulation à haute pression au moyen de pompes d'injection du type à diaphragme. Ces pompes fonctionnent selon le principe du déplacement effectif et utilisent un diaphragme en acier inoxydable de 0,030 pouce (76/100 mm) d'épaisseur, maintenu par des joints entre deux plateaux de pression. Le fluide nucléaire, objet de pompage, est sur un côté du diaphragme, le fluide hydraulique sur l'autre. A 78 coups par minute, le débit d'un plateau est de 0,9 gallon par minute (3,5 l/mn). Des valves à bille doubles sont employées à la fois sur les conduites d'aspiration et de refoulement. Cet ensemble complet est installé à l'intérieur de l'enceinte où se trouve la pile.

Un montage à une seule pompe a été représenté (fig. 14) avec une partie de l'appareil qui le commande. La commande complète est un groupe de pompage, Scott and Williams Hydropulse, qui consiste en une pompe à huile rotative à vitesse variable, fournissant de l'huile à haute pression à une vanne à couteau qui, alternativement, comprime ou relâche un pulsateur en caoutchouc (fig. 14) Le tuyau reliant le pulsateur à la tête du diaphragme est rempli d'eau lourde agissant comme fluide hydraulique. La contraction et l'expansion des manchons du pulsateur en caoutchouc imposent un mouvement alternatif au diaphragme en acier inoxydable dans la tête soudée et envoient un courant de liquide actif par les valves à billes.

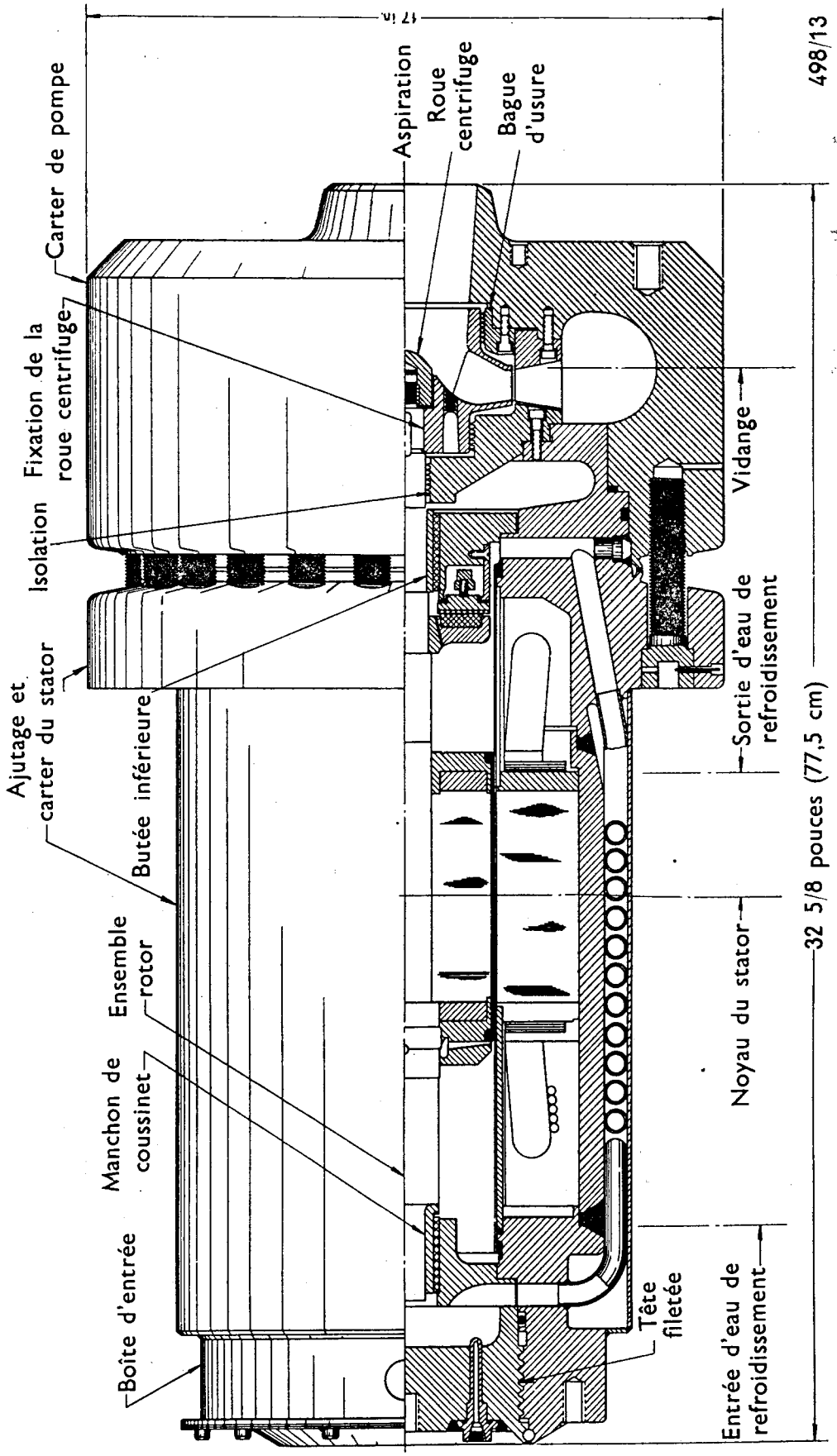


Figure 13. — Pompe de circulation.

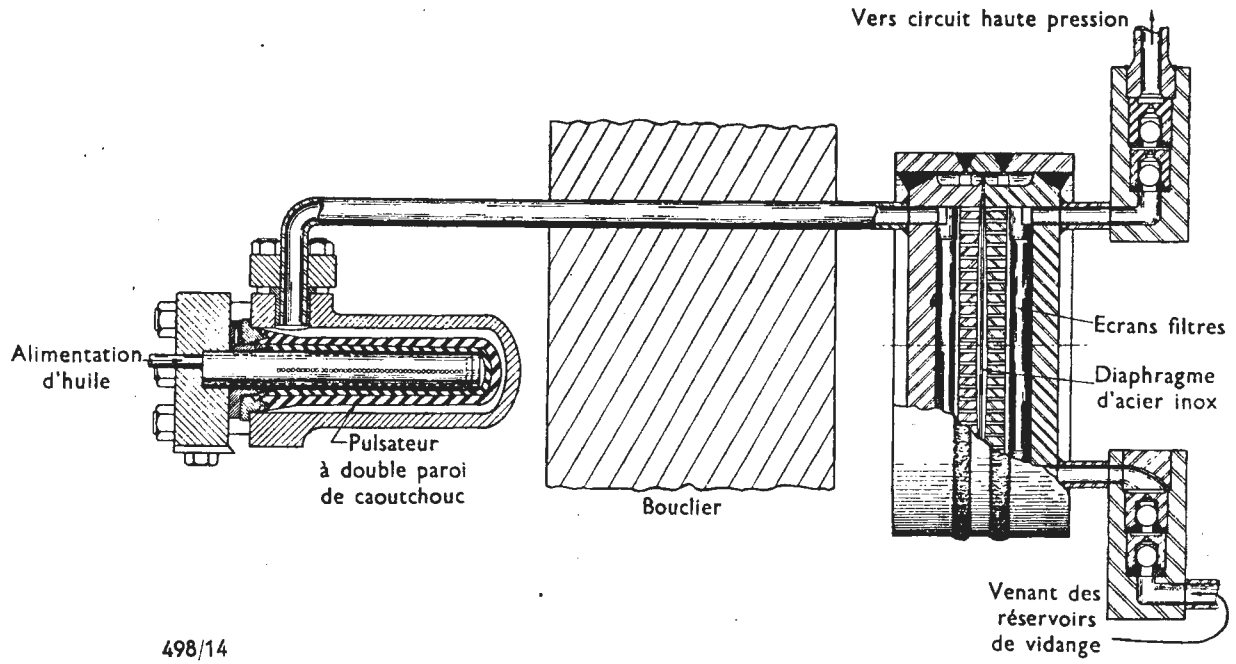


Figure 14. — Pompe d'injection.

Canalisations et joints

Tout le circuit des canalisations est fait d'une construction soudée, avec des joints à brides convenablement disposés pour permettre l'enlèvement de n'importe quelle pièce de l'ensemble. La canalisation dans le système de circulation à haute pression a un diamètre de 3 1/2 pouces (8,90 cm) avec des parois épaisses de 0,469 pouce (1,20 cm), ou un diamètre de 4 pouces (10,20 cm) et 0,500 pouce (1,27 cm) d'épaisseur. On n'a admis que des tubes sans jointures soudées latérales, coudés à chaque fois que cela était possible pour diminuer le nombre des raccords et des soudures de raccordement. Celles-ci sont faites avec un soin exceptionnel dans toute la canalisation. Seul le procédé Héliarc a été autorisé pour toute portion de raccord en contact avec le liquide actif. Toutes les soudures sont inspectées, suivant des spécifications très strictes, par radiographie et technique de pénétration liquide.

Les brides sont du type à « joint d'écrasement » représenté à la figure 15. Une particularité spéciale de cette conception est le détecteur de fuite : c'est un canal débouchant au fond de la gouttière du joint percé dans l'épaisseur de la bride. Ce logement et le canal sont remplis d'eau lourde sous la pression de 2 500 livres par pouce carré (164 kg/cm²). Toute diminution dans la pression indique une fuite par la face d'appui de la bride et actionne une sonnerie, permettant un arrêt commandé de la pile. Des joints à brides de même conception ont été employés pour le système de canalisation de la pile HRE; nous les avons choisis pour la pile HRT à cause de leurs excellentes caractéristiques.

Vannes

Toutes les vannes en contact avec les fluides de la pile sont du type à soufflet étanche et sont

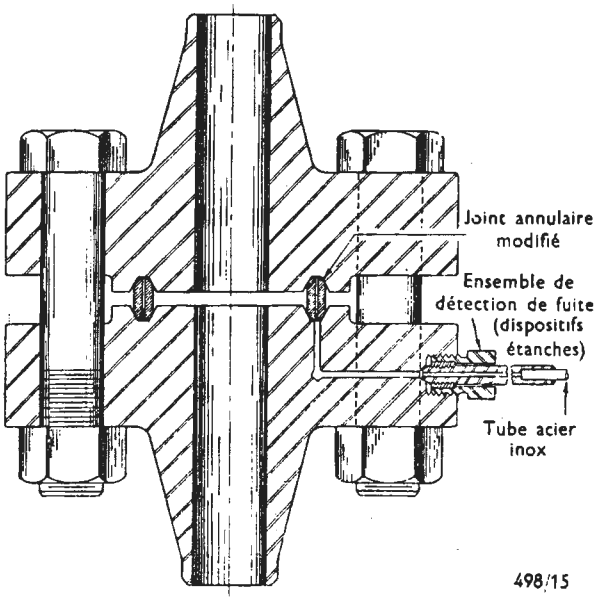


Figure 15. — Bride à joint annulaire avec détecteur de fuite.

commandées par des soufflets pneumatiques. Les soufflets étanches sur l'arbre de la vanne sont renforcés, en outre, par un presse-étoupe qui est assez étanche pour éviter une fuite importante si les soufflets lâchaient. Pour tenir compte de l'expérience acquise avec la pile HRE, dont les vannes ne fermaient pas complètement, on a amélioré la conception des sièges et mis au point une commande pneumatique plus puissante. Chaque vanne, également, sera mise en place avec des joints permettant son remplacement.

La conception des vannes à haute pression est indiquée à la figure 16 et celle des vannes à basse

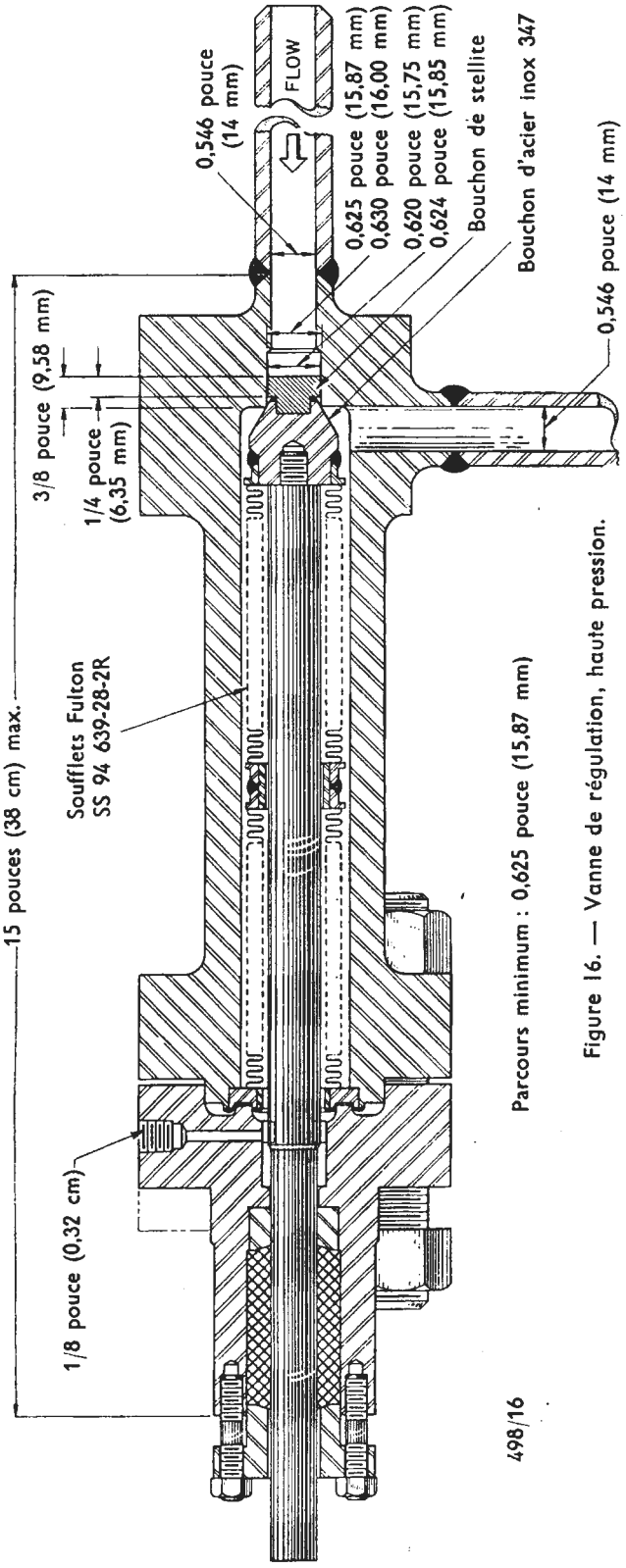


Figure 16. — Vanne de régulation, haute pression.

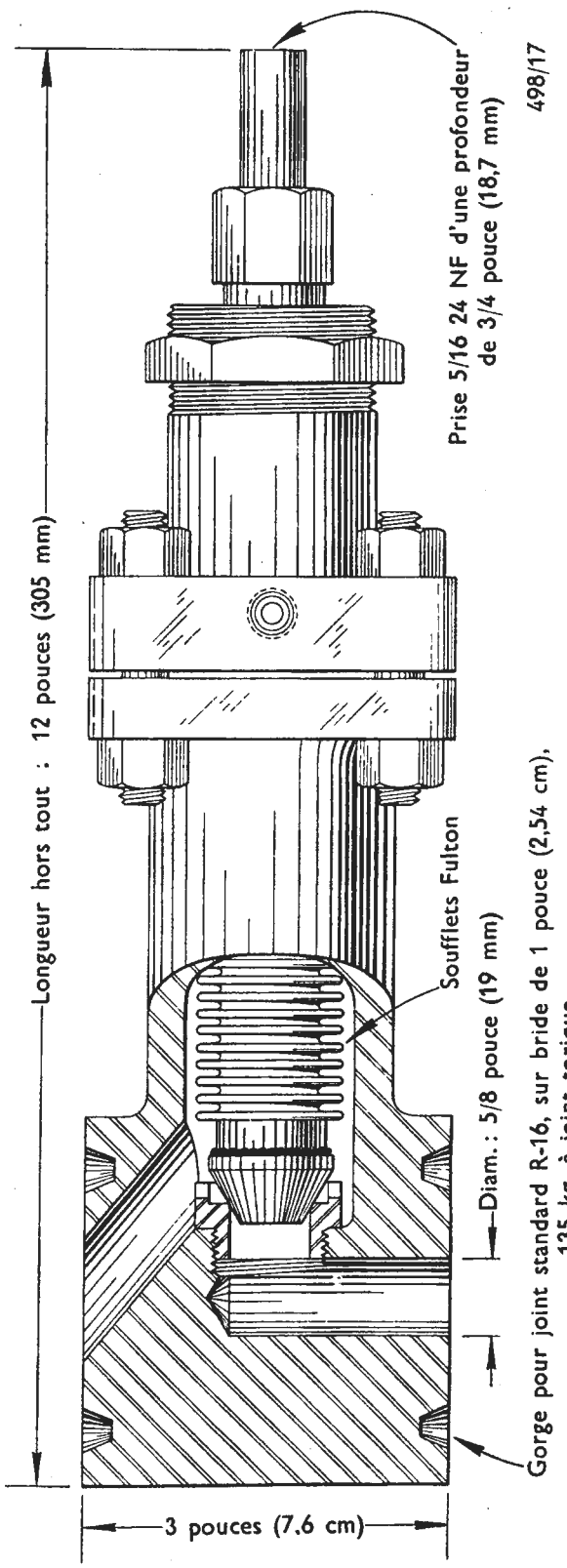


Figure 17. — Vanne de régulation, basse pression.

pression à la figure 17. La seule vanne au diamètre plus grand que $^1/_2$ pouce (1,27 cm) est la vanne de trop-plein de la couche de récupération; son diamètre est de 1 pouce (2,54 cm).

DÉTAIL DES ORGANES DU CIRCUIT A BASSE PRESSION

Réservoirs de vidange, évaporateur et séparateur de liquide entraîné

Le mélange gaz et liquide de l'échangeur de chaleur à détente s'écoule dans le séparateur de liquide entraîné, qui est situé au-dessus des réservoirs de vidange. L'ensemble des réservoirs de vidange, de l'évaporateur et du séparateur est représenté à la figure 18. Les réservoirs de vidange, placés horizontalement, ont une capacité suffisante pour recueillir tout le liquide contenu dans le système à haute pression, liquide avec lequel la divergence ne peut pas être atteinte. Les deux réservoirs pour la solution active ont 16 pieds (4,80 m) de longueur et 14 pouces (35,6 cm) de diamètre, les réservoirs pour le fluide de la couche de récupération ont la même longueur, mais ont un diamètre de 24 pouces (61 cm).

L'évaporateur, situé en dessous, consiste en deux tuyaux de vapeur chemisés, de 4 pouces (10,20 cm) de diamètre. Ses fonctions sont de fournir de la vapeur pour diluer le milieu deutérium-oxygène et l'empêcher de devenir explosif, pour concentrer la solution active au démarrage de la pile, pour faire varier la température de fonctionnement et pour assurer un bon brassage du contenu des réservoirs par une circulation suffisante.

Le séparateur de liquide entraîné est la section verticale de la canalisation au-dessus du réservoir de vidange. Il contient des chicanes dans la partie inférieure pour assurer une distribution convenable du courant. La section supérieure est emplie d'une couche de 6 pouces (15,3 cm) de gaze Yorkmesh surmontée d'une épaisseur de 6 pouces (15,3 cm) de grille fine. Lors d'essais effectués avec l'appareil de grandeur nature, on n'a constaté que des entraînements inférieurs à 10 ppm.

Les réservoirs de stockage, qui sont identiques aux réservoirs de décharge, sont prévus pour le stockage séparé des liquides du cœur et de la couche de récupération durant la période où une réparation serait effectuée sur d'autres parties de l'ensemble.

Pot de recombinaison catalytique

La recombinaison des gaz radiolytiques est accomplie dans le lit catalytique représenté à la figure 19. Le mélange de gaz et de vapeur provenant des réservoirs de décharge est mis en contact avec les grains d'alumine platinée contenus dans le panier perforé à l'intérieur de l'enveloppe du pot de recombinaison. Des thermocouples incorporés au lit indiquent si le catalyseur cesse d'agir convenablement. Le pot de recombinaison est muni d'un serpentin de vapeur à haute pression (200 livres par pouce carré, soit 14 kg/cm²) destiné à assurer la dessication du lit quand on ne dispose pas de

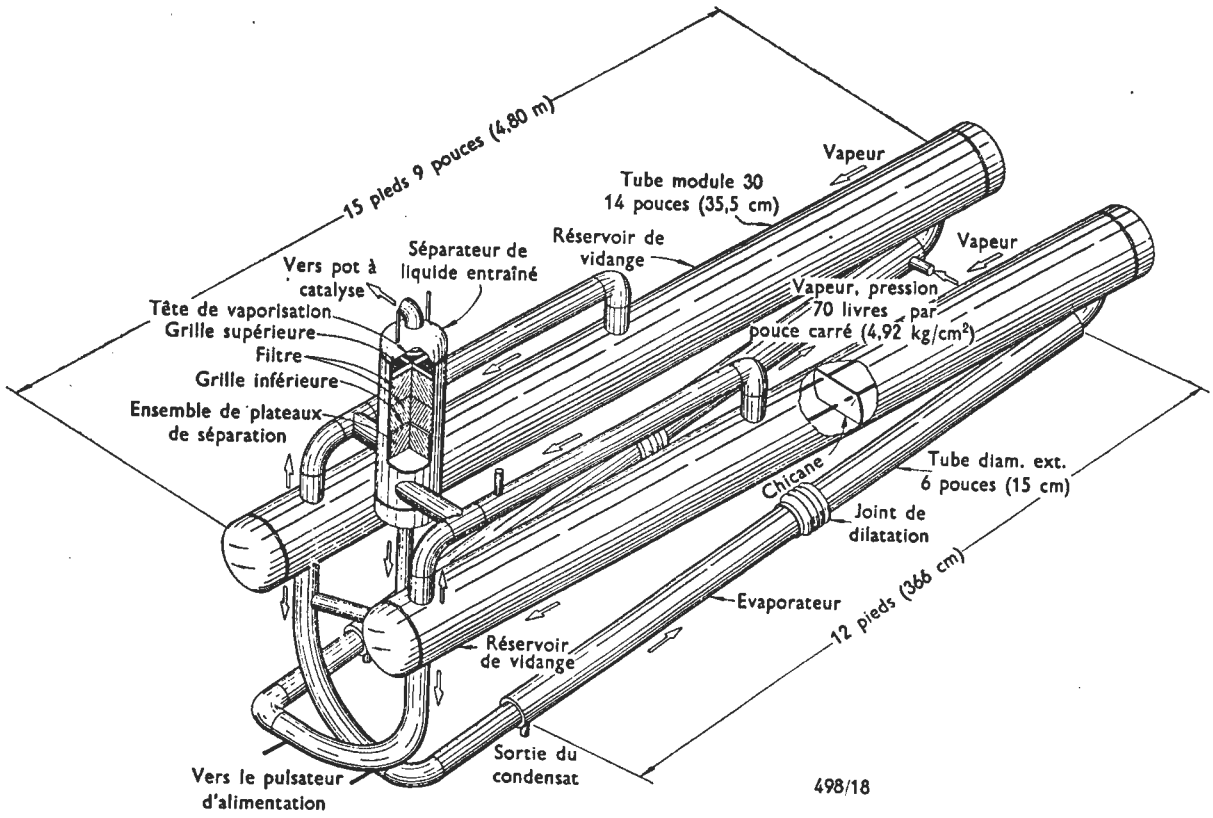


Figure 18. — Réservoirs de vidange.

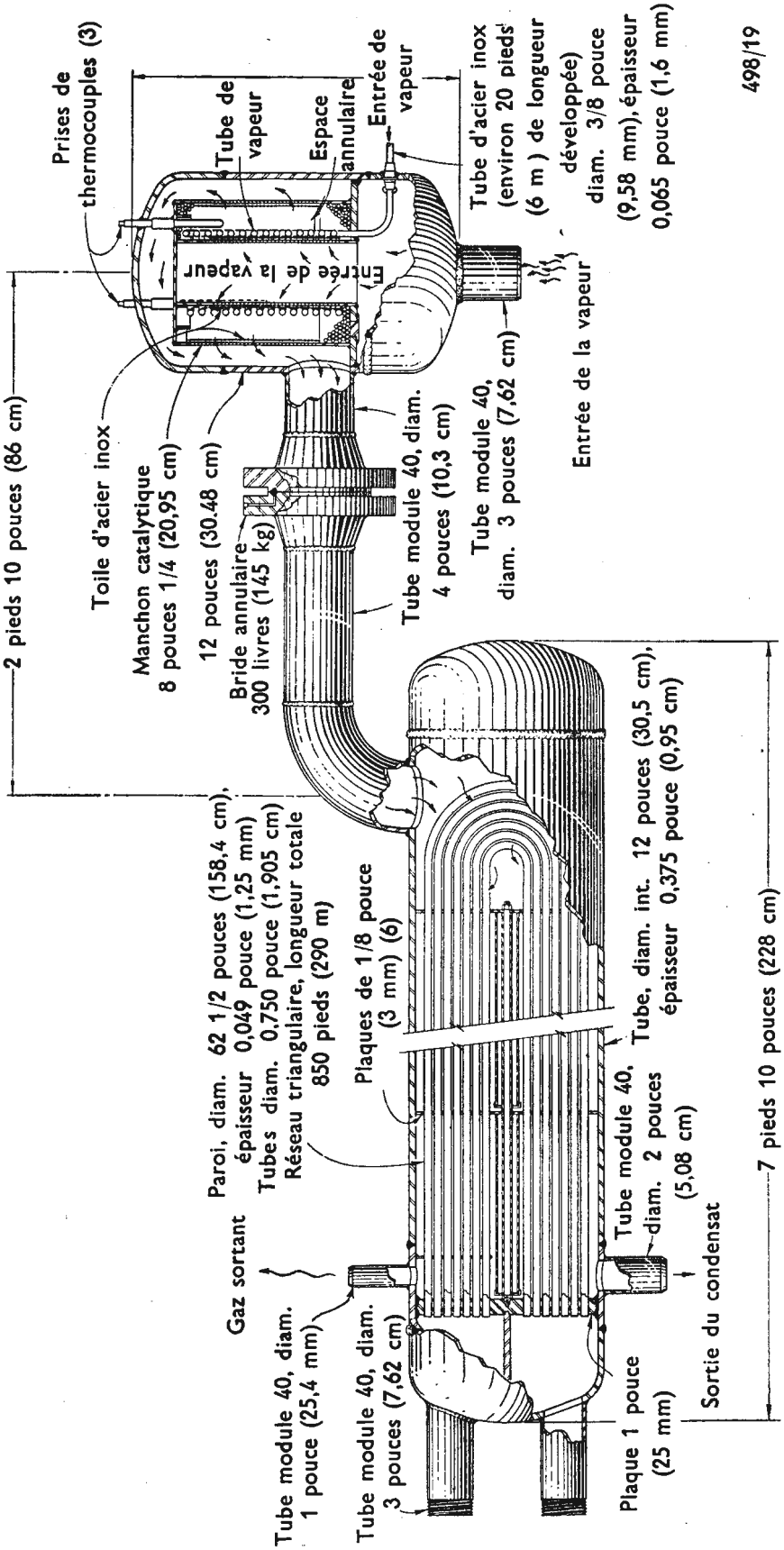


Figure 19. — Pot de recombinaison et son condenseur.

la chaleur de recombinaison. L'augmentation de température attendue pendant l'opération normale est de 300 °C.

Condenseur du pot de recombinaison

Le condenseur représenté à la figure 19, directement en aval du pot de recombinaison catalytique, est conçu pour condenser la vapeur d'eau lourde et refroidir les gaz non condensables dégagés pendant une vidange ou en cours de fonctionnement normal.

Le projet utilise 62 tubes en U de $^1/_2$ pouce (1,27 cm) de diamètre, jauge 18, avec une longueur de 13 pieds (3,90 m), montés à l'intérieur d'un récipient en acier inoxydable de 12 pouces (30,50 cm) de diamètre. L'arrangement des tubes en U rend minimum les contraintes thermiques et les pertes de charge. Les gaz non condensables quittant le condenseur sont suffisamment refroidis pour n'imposer qu'une faible charge thermique sur les pièges à condensation qui suivent le condenseur.

Adsorbants au charbon

Le charbon activé sur lequel les gaz de fission sont adsorbés est contenu dans un ensemble de longueurs de tuyaux, de $^1/_2$ pouce (1,27 cm) à 6 pouces (15,30 cm) de diamètre et d'une longueur totale de 328 pieds (98,4 m). Cet ensemble est logé dans une fosse souterraine, la terre servant de bouclier, et est noyé dans l'eau pour le refroidissement. Les gaz entrent dans les tuyaux de $^1/_2$ pouce (1,27 cm) dont la section est choisie pour donner au rapport surface-volume la valeur nécessaire à l'enlèvement de la chaleur. Le volume total de charbon dans un ensemble complet est de 14 pieds cubes (392 litres). Trois de ces ensembles sont prévus.

Le temps de décroissance sur lequel on compte, avec deux des trois lits, est 2 200 h pour le xénon et 180 h pour le krypton, d'après des mesures faites pendant que ces mêmes lits étaient utilisés dans la pile HRE. En supposant que 400 curies par seconde entrent dans les lits à partir de la pile, ces temps de séjour sont suffisants pour réduire l'activité à éliminer à quelques curies par jour, à une puissance de 10 MW, malgré une activité d'équilibre des lits d'environ 2×10^6 curies.

Traitement des résidus

On prévoit, au cours du fonctionnement expérimental, l'accumulation de petites quantités de solutions résiduaires hautement radioactives contenant de l'uranium enrichi. En vue de récupérer l'uranium et d'évacuer ces résidus sans danger, un système a été prévu, consistant en un petit évaporateur avec une capacité d'un gallon par minute (3,78 litres par minute), un réservoir de stockage de 12 000 gallons (45,4 m^3) et un bac de stockage de 300 000 gallons (1 134 m^3).

Au cas où la pile déborderait ou s'il s'y produisait des fuites, la solution radioactive serait collectée dans des puisards, dans le réservoir protégé. A partir de là, elle serait éjectée dans le réservoir de 45,4 m^3 et conduite à l'évaporateur à résidus par charges de 100 gallons (378 litres). Le condensat de l'évaporateur s'écoule dans le bac de 300 000 gallons (1 134 m^3) pour dilution et décroissance. Le bac reçoit aussi l'eau utilisée comme bouclier durant les opérations de révision dans l'enceinte de la pile. L'effluent du bac est continuellement l'objet de mesures de contrôle; il est arrêté si la radioactivité dépasse les concentrations de tolérance.

BIBLIOGRAPHIE

1. Beall S. E. et Winters C. E., *The Homogeneous Reactor Experiment*, Chem. Eng. Progress, 1954, vol. 50, n° 5, p. 256-262.
2. Secoy C. H., *Problèmes de chimie posés par une pile homogène.* Voir mémoire P/821, Actes de la présente Conférence, vol. IX, séance 20 B.
3. Lyon R. N. et Kitzes A. S., *Suspension aqueuse d'uranium et de thorium.* Voir mémoire P/811, Actes de la présente Conférence, vol. IX, séance 20 B.
4. Ferguson D. E., *Le traitement chimique du combustible d'une pile homogène à solution aqueuse.* Voir mémoire P/551, Actes de la présente Conférence, vol. IX, séance 21 B.
5. Briggs R. B. et Swartout J. A., *Piles homogènes à solution aqueuse pour la production d'énergie.* Voir dans le présent volume le mémoire P/496, séance 12 A.

Les expériences de Los Alamos sur les génératrices nucléaires

par Darol Froman *, R. P. Hammond * et L. D. P. King *

Deux types de piles homogènes à relativement basse puissance, ayant les mêmes caractéristiques fondamentales d'utilisation du combustible, sont en construction et à l'essai. Le but de ces travaux est d'obtenir la vapeur surchauffée à haute pression qui est nécessaire pour la bonne utilisation des turbines; on a aussi cherché à simplifier le dispositif en réduisant au minimum le nombre de cuves et d'enceintes, d'appareils de mesure et de réglage et de pièces spéciales. Ces piles, utilisant un combustible enrichi, sont considérées comme des prototypes réservés à des centrales nucléaires relativement peu importantes pour lesquelles l'encombrement réduit, un fonctionnement simple, des investissements initiaux peu élevés, compenseraient les inconvénients que présentent l'utilisation d'un combustible enrichi et l'absence de régénération. On peut utiliser ces types de piles dans des installations fixes ou mobiles ayant des puissances comprises entre 20 000 et 25 000 kilowatts.

Les deux types de piles décrits ici sont identiques en ce qui concerne les avantages communs à toutes les piles homogènes, tant pour la manipulation du combustible que pour son traitement. Ils emploient tous deux des solutions d'uranium dans l'acide phosphorique, bien qu'à différentes concentrations d'acide, et dans les deux cas, l'échangeur de chaleur destiné à l'extraction d'énergie se trouve dans la même enceinte étanche que le fluide actif. Dans les deux piles, on prévient la corrosion en couvrant d'une couche d'or les métaux de structure en contact avec la solution; toutes deux fonctionnent à des températures suffisamment élevées pour que se produise la recombinaison automatique des gaz radiolytiques. De la sorte, aucun appareil spécial de recombinaison n'est nécessaire. Les deux piles ont des coefficients de température pour la réactivité élevés et négatifs; elles peuvent donc être considérées comme des thermostats fournissant de la chaleur à température essentiellement stable, selon la demande en énergie. La chaleur est extraite des deux piles en faisant passer, sous l'action d'une pompe, de l'eau dans des serpentins en acier inoxydable, recouverts d'or, d'un diamètre extérieur d'environ 5 mm. L'eau en sort sous forme de vapeur à haute pression et à assez haute température.

Les deux piles diffèrent l'une de l'autre principalement par les points suivants : la première utilise un acide plus dilué, 50 pour cent en poids, et a, en conséquence, des tensions de vapeur plus élevées; la chaleur est transférée à l'échangeur de chaleur par circulation du fluide actif au moyen d'une pompe rotative électrique étanche. Dans la deuxième pile, l'acide a une concentration d'environ 95 pour cent et le fluide circule par convection, procédé plus simple mais moins efficace.

Original : anglais.

* Los Alamos Scientific Laboratory.

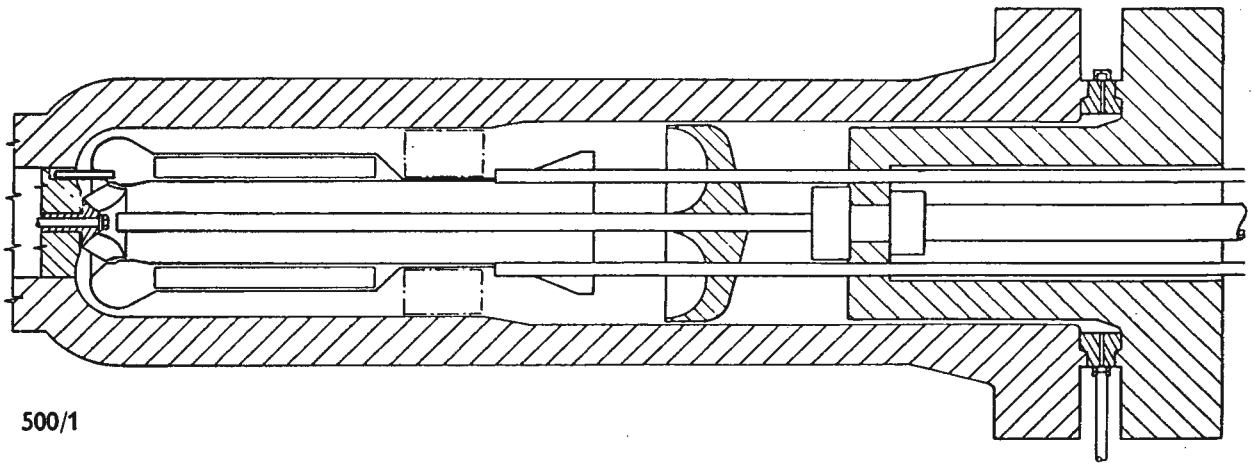


Figure 1. — Schéma d'une pile homogène de 2 MW à circulation forcée.

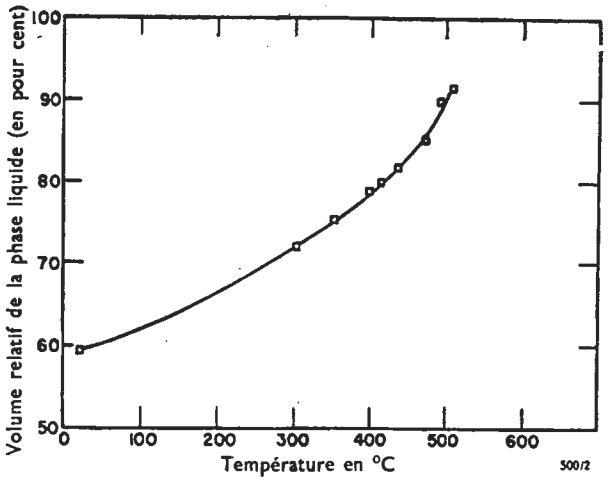


Figure 2. — Caractéristiques de dilatation thermique d'une solution à 50 pour cent d'acide phosphorique et d'uranium dans un récipient clos, empli à 59 pour cent à la température ambiante.

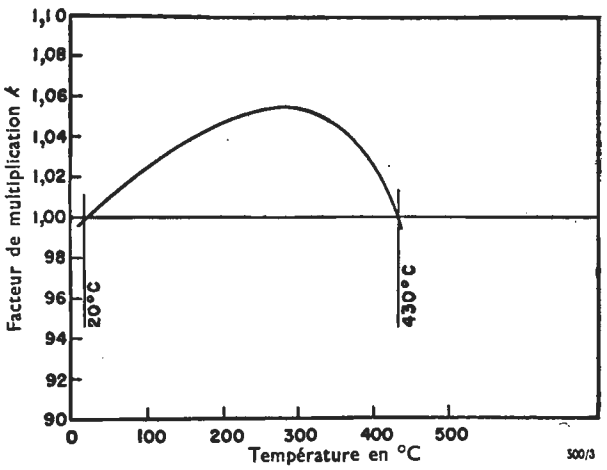


Figure 3. — Variations du facteur de multiplication k en fonction de la température du volume total de la solution.

Nous verrons d'abord quelques caractéristiques de la pile à circulation forcée. La figure 1 nous montre comment la pile est construite. En gros, elle se compose d'une longue cuve étanche en acier inoxydable d'environ 28 cm de diamètre intérieur, avec des parois de 8 cm d'épaisseur. La partie inférieure de la cuve sert de réservoir pour la solution active et est divisée en deux parties, de volume inférieur au volume critique, par un corps cylindrique contenant du bore. La « soupe » (c'est ainsi qu'on dénomme généralement la solution active) a un coefficient de dilatation thermique élevé dont nous reparlerons en détail plus loin. Toutefois, lorsqu'elle est froide, la solution n'occupe que le volume non critique inférieur et une petite partie de la pile proprement dite; celle-ci peut être maintenue à température ambiante dans un état non réactif quand les barres de réglage au bore sont logées dans les dés recouverts de platine indiqués dans le schéma. Au relevage de quelques barres de contrôle, la pile démarre, et l'auto-échauffement dilate le liquide, qui remplit le cœur proprement dit de la pile, à environ 430 °C. Ainsi, le système peut fonctionner en vase clos, et il n'est pas nécessaire d'ajouter ou de retirer de la « soupe » pour passer du démarrage à la température ambiante au fonctionnement normal. La pompe de circulation fait passer le fluide à travers le serpentin de l'échangeur avec un débit de 4 500 litres par minute.

La solution active contient 140 grammes par litre d'uranium enrichi à environ 90 pour cent d'uranium-235. Ceci nécessite, au total, 9 kg d'uranium, dont 4,2 kg dans le corps de la pile. La densité de puissance dans les 43 litres de la pile proprement dite, fonctionnant à 2 MW, est d'environ 46 kW/l. Le flux thermique moyen dans le cœur est d'environ 2×10^{13} neutrons/cm^2/seconde et le flux de neutrons rapides atteint presque 10^{14} neutrons/cm^2/seconde dans le cœur.

La figure 2 donne les caractéristiques de dilatation thermique du liquide, dans un récipient fermé rempli à 59 pour cent à la température ambiante. Lorsque, par dilatation, le liquide passe au-dessus de la chicane supérieure et autour du couvercle de la pile, en forme de chapeau haut-de-forme renversé, la réaction en chaîne se trouve freinée d'une façon importante, les neutrons émis dans la région supérieure étant parfaitement bien isolés du milieu multiplicateur proprement dit. Ceci a pour effet d'accentuer le coefficient de température négatif normal pour la réactivité par rapport à celui qui apparaît avec des récipients cylindriques sans chicanes.

La figure 3 donne le facteur de multiplication k en fonction de la température lorsque la solution active s'échauffe de la température ambiante (pile emplie à 59 pour cent) à la température de fonctionnement et que, par dilatation, elle emplit la cuve. Sur cette base, on peut déterminer les valeurs qu'atteindrait la constante k si les barres de réglage ne bougeaient pas durant l'échauffement et si tout le liquide était chauffé uniformément. Une différence de température de 50 °C au maximum entre les régions supérieure et inférieure est nécessaire au sommet de la courbe, sur la figure 3, pour faire disparaître tout excès de k dans la région supérieure. Donc, si la région supérieure de la pile est amenée juste au point critique, par relevage des barres de réglage à température ambiante, et si la pompe est à l'arrêt, l'échauffement dans cette région maintiendra la réactivité très proche de l'unité et toute la solution sera lentement chauffée par des courants de convection.

La figure 4 donne l'effet de brusques variations de puissance qui pourraient survenir à l'occasion d'une brusque ouverture ou d'une brusque fermeture de la vanne d'admission de la vapeur à la turbine. Une des courbes montre le saut de puissance (ordonnées de gauche), et l'autre les fluctuations de température du combustible (ordonnées de droite) quand la puissance demandée augmente de 100 à 1 000 kW. La figure 5 représente les fonctions

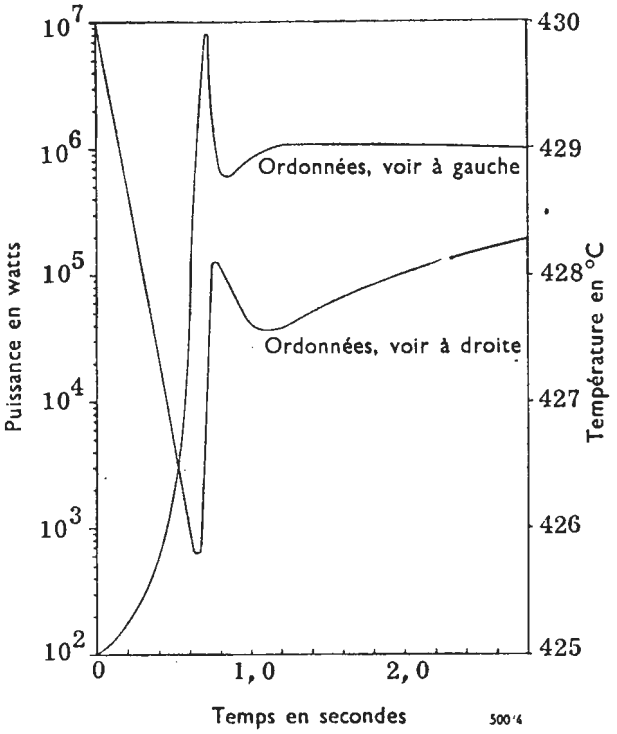


Figure 4. — Puissance et température instantanées consécutives à une brusque augmentation de la vitesse d'extraction de la chaleur de 10^2 à 10^6 W.

correspondantes lorsque la puissance demandée est brusquement réduite de 2 000 à 1 000 kW. On constate que la pile s'adapte automatiquement à la demande de puissance sans causer de perturbations gênantes de température et de pression.

La pression exercée par la solution dans cette pile est d'environ 250 kg/cm². (Le résumé de notre communication indiquant une valeur inférieure comporte une erreur.) Il est nécessaire, en raison de cette pression élevée, que la pile ait des parois épaisses. L'extérieur du récipient est recouvert d'une mince couche calorifuge, permettant une fuite de chaleur contrôlée d'environ 50 kW, qui sont absorbés par l'eau dans laquelle baigne la pile. Du fait de la grande épaisseur des parois d'acier, la puissance de la pile est limitée à quelques mégawatts, à cause de leur échauffement par les rayons gamma. Cet échauffement produit des contraintes thermiques comparables à celles qui sont engendrées par la pression interne, lorsque la puissance de fonctionnement est d'environ 2 MW. Des puissances plus élevées peuvent être obtenues avec ce type de pile, si les parois à pression sont refroidies intérieurement.

Dans cette pile, les nombreuses structures intérieures, de formes assez complexes, sont plaquées en or, excepté la tuyauterie de l'échangeur de chaleur, qui est recouverte d'or par une technique d'étirage, et les dés où sont logées les barres de contrôle; ces dés sont recouverts de platine, la capture de neutrons dans l'or pouvant réduire l'efficacité des barres. Il est difficile d'obtenir un

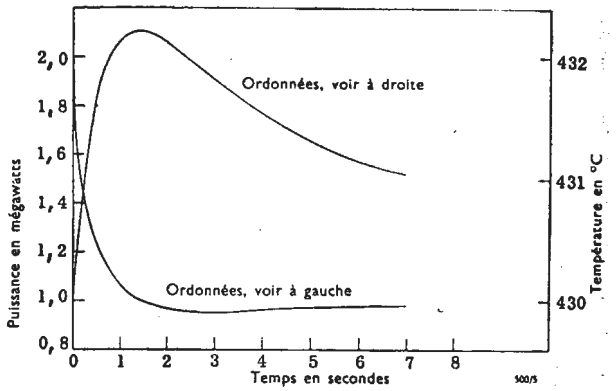


Figure 5. — Puissance et température instantanées consécutives à une brusque diminution de la vitesse d'extraction de la chaleur de 2×10^6 à 1×10^6 W.

placage d'or absolument sans piqûres, et d'autres techniques de protection peuvent s'avérer nécessaires pour conférer à la pile une longue durée d'existence et pour empêcher la corrosion. L'uranium est en solution sous forme de l'ion $(UO_2)^{2+}$; une surpression d'oxygène est maintenue dans le récipient pour que l'uranium demeure en solution et pour prévenir une corrosion excessive de toute pièce exposée en acier inoxydable.

Depuis l'époque où ont été établis les calculs relatifs à la pile en question, on a découvert que l'uranium pouvait être maintenu en solution sous forme de l'ion U^{4+} dans de l'acide phosphorique à haute concentration, dans une atmosphère réductrice d'hydrogène. Les tensions de vapeurs trouvées avec cette solution de combustible pour des températures de fonctionnement de 350 à 450 °C, vont de 40 à 50 kg/cm² au lieu des 250 kg/cm² observés avec l'acide dilué. De ce fait, l'enceinte étanche peut être construite avec des parois bien plus minces et l'effet d'échauffement des parois par les rayons gamma devient relativement sans importance. Dans cette atmosphère réductrice, l'argent est peut-être plus résistant à la corrosion que l'acier inoxydable ne l'est dans l'atmosphère oxydante. En conséquence, des couches d'argent plaquées à l'or, et évidemment un placage d'or pur, forment de bonnes couches protectrices.

Les avantages du combustible à acide concentré sont tellement évidents, que l'on a entrepris, avec ce type de pile, une expérience de longue durée pour étudier la corrosion et les autres effets de vieillissement. On a estimé que l'expérience la plus significative serait celle qu'on mènerait avec une pile en fonctionnement; et pour cette expérience, on a utilisé le type de pile le plus simple possible. Dans cette pile, les complications dues à une pompe de circulation de combustible sont évitées en faisant circuler par convection la « soupe » dans l'échangeur. De cette manière, ayant choisi les dimensions de l'échangeur, on peut extraire environ 1 MW de chaleur. Ces conditions sont suffisantes pour démontrer, le cas échéant, les effets des rayonnements sur la

corrosion; et ce type de pile, même à des dimensions aussi réduites, pourraît connaître quelques applications pratiques particulières.

La figure 6 représente schématiquement les parties de la pile. Le combustible y est introduit et y est maintenu en faisant agir un gaz sous pression sur la solution contenue dans le bac de stockage; celui-ci a une forme non critique. Si, pour une raison peu probable, la pile venait à s'emballer, les températures en s'élevant feraient augmenter les tensions de vapeur dans la pile, refoulant une partie de la solution active vers le bac de stockage et réduisant la criticalité. Cet effet vient s'ajouter à celui du coefficient de température négatif normal pour la réactivité, effet qui est également augmenté dans ce cas par la forme et la disposition du couvercle.

La pile a une capacité de 105 litres, la région du cœur contenant 63 litres. Le combustible contient environ 60 grammes par litre d'uranium, la densité de puissance est d'environ 16 kilowatts par litre, et le flux thermique est d'environ 10^{13} neutrons/cm^2/seconde dans le cœur.

On remarquera que la pile n'a pas de barres de réglage intérieures, mais qu'elle est entourée par un réflecteur à neutrons en graphite. Une partie de ce réflecteur en graphite est mobile, afin de permettre le réglage. On estime que cette précaution n'est pas absolument essentielle. En introduisant une quantité appropriée de poison consommable, tel que le bore, dans la solution et en permettant de légères variations de température de la solution, l'épuisement du combustible peut être presque compensé, de sorte que la pile pourrait fonctionner des années, sans qu'on ait besoin, en aucune manière, de faire subir, de l'extérieur, des ajustements à la réactivité. Le coefficient de température pour la réactivité, automatique et élevé, compensera le léger déséquilibre provoqué par la différence des épuisements du combustible et du poison, avec des variations de température de quelques degrés seulement. Il semble bien que ce soit là le type de pile le plus simple possible : en effet, cette pile n'a pas besoin d'opérateur, et il n'y a pas de servo-mécanismes électriques ou mécaniques, ou de système de fonctionnement qui pourraient se détraquer ou causer des ennuis. La pile fournit simplement la puissance demandée jusqu'à sa capacité maximum, sans surveillance, à cela près qu'il faut, tous les deux ans, ajouter du combustible supplémentaire ou retirer la solution pour traitement et la remplacer par une nouvelle solution de combustible.

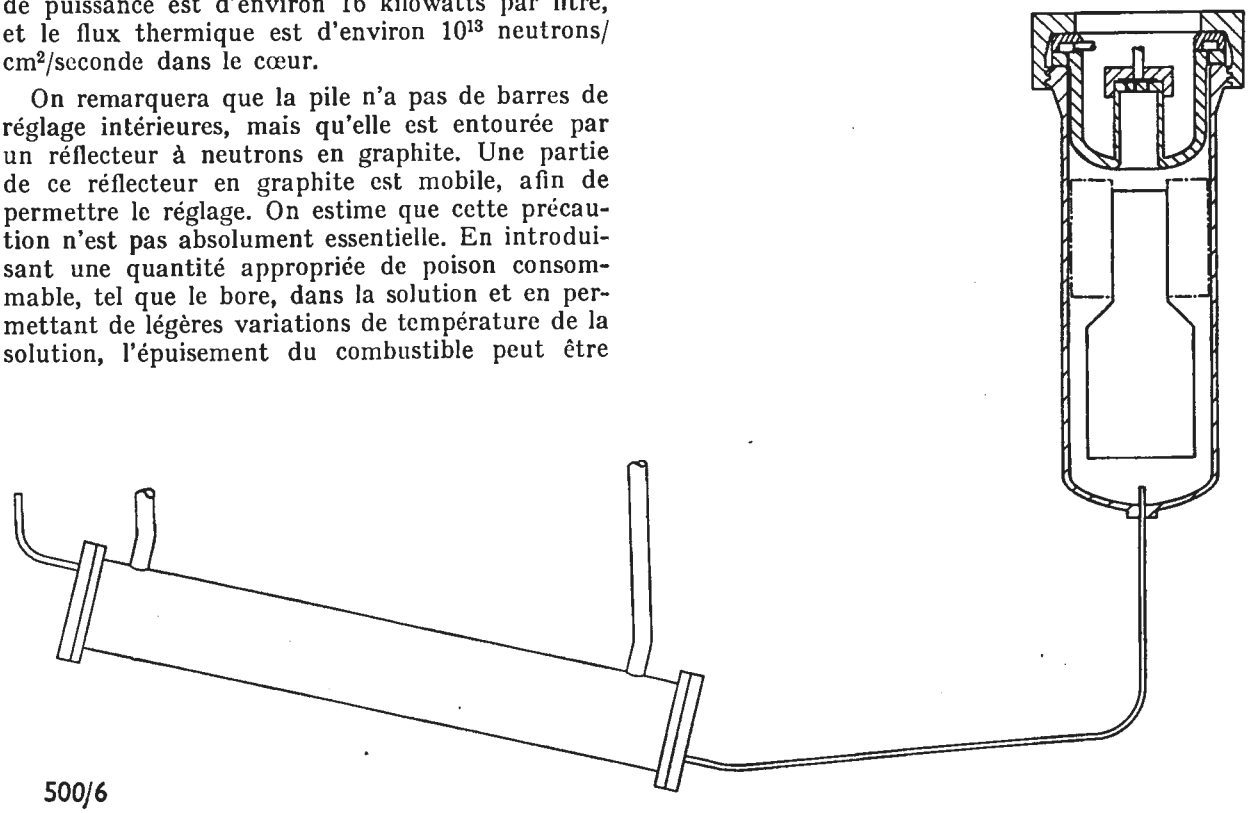


Figure 6. — Schéma d'une pile homogène de 1 MW refroidie par convection.

Compte rendu de la séance 13 A

Lundi 15 août 1955 (matin)

Président : M. E. P. Wigner (États-Unis d'Amérique)
Vice-Président : M. M. S. Vallarta (Mexique)
Secrétaires scientifiques : MM. J. Goedkoop et M. Trocheris

PROGRAMME

P/815 Description de la centrale nucléaire de Shippingport, équipée de la pile à eau sous pression (PWR) . . . . . J. W. Simpson *et al.*

Discussion

P/879 Étude préliminaire d'une pile expérimentale à eau lourde sous pression . . . . . O. Dahl

Discussion

P/497 Projet de prototype d'une centrale équipée d'une génératrice nucléaire à eau bouillante . . . . . J. M. Harrer *et al.*

Discussion

P/498 La pile homogène expérimentale HRT . . . . . S. E. Beall et J. A. Swartout

Discussion

M. Simpson (États-Unis d'Amérique) présente le mémoire P/815.

DISCUSSION DU MÉMOIRE P/815

M. Lewis (Canada) : Pourquoi a-t-on choisi une pression de travail de 2 000 livres par pouce carré (140 kg/cm²)? Quels seraient les inconvénients si cette pression était réduite, par exemple, à 1 500 livres par pouce carré (105 kg/cm²)?

M. Simpson (États-Unis d'Amérique) : Je suppose que cette question est posée dans l'hypothèse d'une température identique à celle qui est prévue. La valeur choisie donne une plus grande marge pour parer aux à-coups dans la charge, qui pourraient accroître la pression. Elle permet d'obtenir un meilleur fonctionnement du système en cas d'arrêt accidentel du circuit de refroidissement; c'est-à-dire que si une panne simultanée de toutes les pompes interrompait la circulation du réfrigérant, on pourrait, en régime statique, faire fonctionner la centrale plus près de la limite supérieure du flux thermique sans qu'il y ait ébullition dans des conditions défavorables.

M. Ward (Canada) : Ma question a trait aux cartouches utilisées dans la couche de récupération. Qu'est-ce qui est censé limiter la durée utile de ces cartouches? Que sait-on de l'augmentation de pression due à l'irradiation et à la formation de produits de fission gazeux, particulièrement lorsque l'on utilise ces oxydes comme combustible?

M. Simpson (États-Unis d'Amérique) : La durée calculée est de 3 000 mégawatts-jour par tonne en moyenne. Nous espérons, bien entendu, que la durée effective correspondra au chiffre prévu. Nous espérons même que les cartouches de combustible dureront beaucoup plus longtemps. Quant à l'élévation de la pression gazeuse due aux produits de fission, c'est une question que nous avons étudiée en procédant à des calculs et à des analyses; nous sommes

arrivés à la conclusion que ces pressions sont suffisamment basses pour ne pas créer de difficultés étant donné l'épaisseur du revêtement en zirconium des éléments en oxyde.

M. GOODLET (Royaume-Uni) : Si l'on considère que les piles à ébullition peuvent être utilisées, est-il vraiment nécessaire de faire intervenir une surpression pour empêcher l'ébullition superficielle dans une pile refroidie par circulation d'eau? S'il se produit, dans un tel système, une légère ébullition superficielle et un peu de recondensation, la situation sera-t-elle différente de ce qui se passe dans un bouilleur ordinaire à circulation forcée?

Je voudrais aussi souligner une certaine divergence entre ce mémoire et d'autres mémoires qui nous ont été présentés. Il y est dit, par exemple, ce qui suit : « On considère, dans l'état actuel de nos connaissances, que l'ébullition est à proscrire en régime stable; l'ébullition locale ou généralisée pose des problèmes de piqûre ou de dépôt grossier sur les surfaces des pièces actives. » Une telle constatation devrait naturellement influer sur la conception des piles à ébullition.

M. SIMPSON (États-Unis d'Amérique) : A notre avis, il est tout à fait probable que l'ébullition, particulièrement lorsqu'elle est localisée, ne causera pas de difficultés. La pile PWR (pile à eau lourde sous pression) est certainement d'une conception extrêmement prudente. Cela signifie que l'on pourrait obtenir d'une pile de ce type un rendement beaucoup plus élevé que celui qui a été indiqué.

M. BOGAARDT (Pays-Bas) : En cas de baisse progressive de la production de vapeur par la pile, est-il possible que le système de commande automatique détermine un arrêt temporaire complet de la pile? En ce cas, ce système est-il capable, ensuite, d'assurer le démarrage de la pile?

M. SIMPSON (États-Unis d'Amérique) : Je ne crois pas que la pile s'arrêterait. Toutefois, si tel était le cas, le système de commande pourrait certainement assurer le démarrage. Des dispositions suffisantes ont été prises à cet effet.

M. DESCANS (France) : Je voudrais savoir quelle est la pression d'épreuve du réservoir qui contient la pile. Deux pressions sont indiquées dans le document P/815 : une pression de fonctionnement de 140 hectopièzes et une pression « désignée » — je pense qu'il s'agit du timbre — de 175 hectopièzes. Y a-t-il une troisième pression pour l'épreuve du réservoir?

Ma deuxième question est la suivante : Quels sont les moyens de surveillance du réservoir en service pour voir quelle est son usure, quelles sont les fissures et les corrosions qui peuvent survenir? Y a-t-il quelque chose de prévu?

M. SIMPSON (États-Unis d'Amérique) : Pour ce qui est de la première question, la pression normale de travail est d'environ 2 000 livres par pouce carré (140 kg/cm²) dans la cuve de la pile. On la maintient en produisant de la vapeur à 636 °F (335 °C) et 2 000 livres par pouce carré (140 kg/cm²) et en utilisant des caissons de mise en pression. Selon le *Boiler Code* de l'American Society of Mechanical Engineers, pour une pression de travail de 2 000 livres par pouce carré (140 kg/cm²), la pression du timbre est de 2 500 livres par pouce carré (175 kg/cm²), pour tenir compte des variations qui peuvent se produire en cours de fonctionnement. La cuve de la pile est mise à l'épreuve sous une pression hydrostatique à froid de 3 750 livres par pouce carré (263 kg/cm²), soit une fois et demie la pression du timbre.

Je crains de ne pas avoir compris la dernière question. Nous n'avons pas de dispositif de télécommande installé pour l'entretien de la cuve. Je ne vois pas très bien ce que vous entendez par réservoir. S'il s'agit du caisson de mise en pression, il ne comporte pas non plus de dispositif de télécommande pour l'entretien. Nous ne croyons pas que la corrosion soit assez importante pour que de tels dispositifs soient nécessaires pour un entretien normal.

M. DALTON (Australie) : J'ai quatre questions à poser. Premièrement, comment refroidit-on les divers groupes de cartouches actives du cœur?

M. SIMPSON (États-Unis d'Amérique) : Le groupe actif reçoit simplement un courant plus rapide, 20 pieds (6 m) par seconde au lieu de 10 pieds (3 m) par seconde au voisinage de la couche de récupération. Celle-ci comporte des orifices, et le flux thermique est plus important dans la zone enrichie.

M. DALTON (Australie) : Est-ce dû à l'emploi de canaux plus gros?

M. SIMPSON (États-Unis d'Amérique) : A quel endroit?

M. DALTON (Australie) : Dans la zone où le flux est élevé et dans la zone à enrichissement élevé.

M. SIMPSON (États-Unis d'Amérique) : Les orifices destinés à limiter le débit se trouvent à l'entrée des cartouches de la couche de récupération. Ce n'est qu'à travers la zone enrichie que le réfrigérant s'écoule librement. La superficie de la zone de transfert de chaleur est plus grande que pour la couche de récupération, en raison de l'emploi de plaques plutôt que de tubes.

M. DALTON (Australie) : Ma deuxième question est la suivante : comment sont disposées les pastilles dans la cartouche de combustible et quelle est la densité globale de l'uranium dans les cartouches de combustible?

M. SIMPSON (États-Unis d'Amérique) : Je ne me souviens pas de la densité globale. Les pastilles elles-mêmes ont une densité qui dépasse de 90 pour cent la densité théorique de l'oxyde d'uranium. Les pastilles sont assez fortement tassées dans le tube.

M. DALTON (Australie) : Voici ma troisième question : quel est l'excès initial de réactivité dans cette pile et dans quelle mesure cet excès est-il absorbé par les poisons combustibles de votre pile?

M. SIMPSON (États-Unis d'Amérique) : Je crois que la réponse à cette question figurera dans un mémoire * qui sera présenté vendredi prochain à propos de la physique de la pile PWR. Je ne puis vous donner la réponse exacte.

M. DALTON (Australie) : Ma quatrième question est la suivante : A combien estimez-vous le prix du kilowatt installé, et quel sera, à votre avis, le prix de revient du kilowattheure d'énergie produite?

M. SIMPSON (États-Unis d'Amérique) : L'un des principaux buts de la construction de la pile PWR a été de déterminer le coût effectif de ces piles et de recueillir des données suffisantes sur la fabrication du matériel pour se faire une idée de ce coût. Ce que l'on prend pour base des prévisions est extrêmement important : faut-il, par exemple, tenir compte des travaux effectués dans l'installation en vue uniquement de la mettre au point, ou d'autres éléments du coût répondant à des fins expérimentales, tels que l'utilisation de deux générateurs à vapeur de type différent? Tous ces facteurs ont une incidence marquée sur le prix de revient. C'est pourquoi je ne crois pas pouvoir vous donner de réponse valable en ce qui concerne le coût du kilowatt installé. A l'heure actuelle, il serait nettement plus élevé dans le cas de la centrale PWR que pour une centrale à vapeur de type classique et de puissance comparable. De même, le coût du kilowattheure produit par la centrale PWR, telle qu'elle a été conçue et telle qu'elle sera installée, ne pourra nullement soutenir la comparaison avec celui de l'énergie produite par une centrale au charbon. Nous espérons cependant acquérir assez d'expérience pour pouvoir procéder à des estimations en vue de construire une centrale équipée d'une pile à eau sous pression et capable de produire l'électricité à un prix de revient très voisin de celui de l'électricité obtenue à partir du charbon, ou qui permettra de concurrencer le charbon.

M. BOWDEN (Royaume-Uni) : Puis-je vous demander, en premier lieu, si l'on a étudié, du point de vue financier, les conséquences que pourrait avoir l'installation d'un surchauffeur équipé d'une source de chauffage distincte?

Deuxièmement, pourriez-vous nous dire quelles règles d'épreuve ont été appliquées pour la construction et pour les essais de résistance de la cuve à pression?

Troisièmement, pourrions-nous avoir quelques détails sur le type de joint utilisé pour la principale cuve à pression de la pile?

M. SIMPSON (États-Unis d'Amérique) : En ce qui concerne la première question, l'utilisation d'un surchauffeur au mazout n'a pas été envisagée dans le projet. On l'avait envisagée dans un projet antérieur, mais elle n'avait pas semblé présenter beaucoup d'intérêt. Peut-être ce système offrait-il des avantages, mais il introduisait un nouvel élément de complexité sans rien ajouter aux renseignements de base que devait fournir la centrale PWR, c'est-à-dire, à ce que nous désirions savoir sur le fonctionnement de la centrale électronucléaire elle-même.

Quant aux joints soudés de la cuve de la pile, je suppose que vous voulez parler des soudures au moyen desquelles les grandes plaques de 8,5 pouces (21,6 cm) sont assemblées pour former une section cylindrique. Je regrette de ne pouvoir vous renseigner de façon suffisamment détaillée sur cette question. L'acier au carbone est soudé de façon assez classique et le revêtement intérieur est soudé par-dessus; on utilise à cet effet, dans la zone de transition, divers types de métaux d'apport, pour obtenir des propriétés métallurgiques satisfaisantes aux points de soudure et pour réduire les microfissures où les contraintes pourraient provoquer une rupture.

Je n'ai pas très bien compris la deuxième question. Je crois qu'il s'agissait des règles d'épreuve appliquées pour la construction de la cuve à pression?

M. BOWDEN (Royaume-Uni) : Oui.

M. SIMPSON (États-Unis d'Amérique) : C'est le *Boiler Code* de l'American Society of Mechanical Engineers.

M. BOWDEN (Royaume-Uni) : Ma dernière question portait sur les détails de construction du raccord boulonné de la calotte de la cuve à pression, plutôt que sur la soudure.

M. SIMPSON (États-Unis d'Amérique) : Il s'agit d'un joint à soudure étanche.

Le PRÉSIDENT : Il nous reste le temps d'examiner encore une dernière question; toutes les autres questions devront faire l'objet d'entretiens privés. Nous sommes déjà un peu en retard. La dernière question est celle de Sir John Cockcroft, du Royaume Uni.

Sir John COCKCROFT (Royaume-Uni) : Comment comptez-vous vous rendre compte de la corrosion de la cuve à pression après un certain temps d'utilisation?

M. SIMPSON (États-Unis d'Amérique) : Nous comptons naturellement procéder à des inspections détaillées à tous les stades de la construction. Avant de mettre en place les boucliers thermiques, nous nous proposons d'appliquer à l'acier au carbone toutes les techniques d'inspection par les rayons X, les ultrasons, etc. De nombreuses expériences ont révélé que le revêtement de la cuve, qui est en acier inoxydable, ne subit pas les effets de la corrosion.

---

* Krasik S. et Radkowsky A., *Pile à eau sous pression (PWR); expériences critiques et exponentielles.* Voir mémoire P/601, Actes de la présente Conférence, vol. V, séance 21 A.

On ne tient pas compte de la force du revêtement en déterminant la résistance de la cuve à pression. On peut démonter les boucliers thermiques lorsqu'on retire un ensemble actif et, bien que ce soit difficile, on peut examiner l'intérieur et constater l'état de la surface.

En outre, une simple analyse de l'eau pour y rechercher des éléments contenus dans l'acier inoxydable nous permet de dire si la corrosion revêt un caractère exceptionnel. Ceci ne révélerait évidemment pas que le métal est piqué à un endroit déterminé. Il y a là une réelle difficulté, qui est pour nous un sujet de préoccupation.

M. Dahl (Norvège) présente le mémoire P/879.

DISCUSSION DU MÉMOIRE P/879

M. Draley (États-Unis d'Amérique) : Exercez-vous un contrôle sur l'eau, ou ajoutez-vous quelque chose à l'eau pour combattre la corrosion de l'aluminium dans votre pile?

M. Dahl (Norvège) : Nous pensons avant tout à réaliser cette expérience et à installer un dispositif permettant d'exercer un contrôle complet sur les barres. Nous verrons alors jusqu'à quel point et à quelle vitesse nous pourrons mouvoir ces barres. Nous n'avons encore rien décidé au sujet du traitement de l'aluminium. En outre, nous n'avons pas encore pris de décision au sujet des alliages d'aluminium. Étant donné que les barres sont les derniers éléments à introduire dans la pile, nous estimons que nous avons le temps de pousser plus avant l'étude de cette question. Nous partons d'une idée relativement simple, ce qui nous permettra de choisir une solution plus tard. Nous avons procédé à des expériences de laboratoire sur la corrosion et nous pensons que nous pourrons installer des barres d'aluminium si nous en surveillons de près le comportement.

M. Harrer (États-Unis d'Amérique) présente le mémoire P/497.

DISCUSSION DU MÉMOIRE P/497

M. Schmid (Suisse) : Je voudrais poser les questions suivantes à M. Harrer : Premièrement, pour quelles raisons vos barres de réglage contiennent-elles du hafnium, qui est connu pour ses propriétés d'absorption par résonance? Deuxièmement, vos barres de réglage contiennent-elles exclusivement du hafnium ou contiennent-elles aussi des absorbants thermiques tels que le bore ou le cadmium?

M. Harrer (États-Unis d'Amérique) : L'élément de réglage est le hafnium. On n'ajoute pas d'autre absorbant à cet élément. Je crois que ses propriétés physiques sont très satisfaisantes. Je ne suis pas très au courant des calculs qui ont révélé l'intérêt que présentent les barres de réglage en hafnium. Cependant, si j'en crois nos physiciens, le hafnium est l'élément qui convient le mieux à la fabrication des barres de réglage pour ce type de pile.

M. Topsoe (Danemark) : Je voudrais poser à M. Harrer une question au sujet de la stabilité des piles à ébullition directe du type homogène et du type hétérogène, tout en sachant que cette question pourrait aussi bien être posée aux auteurs d'autres mémoires présentés la semaine dernière, et notamment à M. Souvorov et à M. Swartout *.

Si, à un moment donné, la puissance obtenue grâce à la production de vapeur dans la pile est supérieure à la normale, le volume occupé par les bulles de vapeur augmentera et, comme nous l'avons tous constaté et appris, il en résultera une diminution de la réactivité. En conséquence, la production de vapeur diminuera et la réactivité augmentera à nouveau. Il pourra se produire ainsi des phénomènes d'oscillation qui posent de sérieux problèmes d'hydrodynamique. Par exemple, vous pouvez imaginer que de violents coups de bélier peuvent se produire dans le débit d'une pile homogène, et, avec des piles hétérogènes, on peut s'attendre à de graves détériorations du centre actif et des cartouches de combustible. Je voudrais vous demander si l'on a examiné ces phénomènes d'oscillations hydrodynamiques et à quels résultats on est parvenu.

M. Harrer (États-Unis d'Amérique) : L'effet des variations de pression sur le volume occupé par les bulles de vapeur, l'effet des variations du volume des bulles de vapeur sur la puissance, et, inversement, l'effet de la puissance sur le volume occupé par les bulles de vapeur, nous ont beaucoup préoccupés avant que nous ne construisions une pile à ébullition. On sait maintenant que nous possédons une grande expérience du fonctionnement des piles à ébullition. Nous avons constaté que si nous nous limitons à la puissance que nous avons prévue ici, nous disposons d'une marge suffisante pour assurer le fonctionnement stable de la pile. Notre groupe estime, en outre, en ce qui concerne ce projet et d'autres projets connexes, que personne ne peut vraiment prédire comment se comportera une pile à ébullition avant que cette pile ou une pile semblable ait été construite, de façon que l'on puisse la faire fonctionner dans la pratique et tirer des conclusions de l'expérience. Tous les calculs effectués avant que nous exploitions une pile à ébullition indiquaient que le système pouvait être stable. Toutefois, les calculs avaient été effectués de telle façon que nous cherchions à nous convaincre de cette stabilité. Il est donc facile de découvrir des

---

* Alikhanov A. I. *et al.*, *Génératrice nucléaire homogène à ébullition*. Voir dans le présent volume le mémoire P/624, séance 12 A.

Briggs R. B. et Swartout J. A., *Piles homogènes à solution aqueuse pour la production d'énergie*. Voir dans le présent volume le mémoire P/496, séance 12 A.

défauts dans toutes sortes de calculs ou d'arguments qualitatifs. Le seul résultat auquel nous puissions nous référer est, je crois, l'expérience directe. Après avoir fait fonctionner cette pile, nous sommes fermement convaincus de la possibilité de passer à des piles meilleures et plus grandes.

M. VAUGHAN (Royaume-Uni) : Le chiffre indiqué pour la formation de bulles de vapeur à l'intérieur de la pile implique un taux de circulation très élevé, de l'ordre de 50 pour 1 au moins. Cependant, vous ne pensez pas que la séparation de la vapeur de cette grande quantité d'eau pose un problème parce que, selon vos indications, la vapeur circule à une vitesse d'un demi-pied (15 cm environ) par seconde. Croyez-vous que ce serait encore possible dans une pile beaucoup plus grande, produisant par exemple dix fois plus d'énergie, ou estimez-vous que cela deviendrait problématique?

M. HARRER (États-Unis d'Amérique) : Je ne suis pas bien placé pour imaginer ce qui arriverait avec une pile dix fois plus grande. Je voudrais pouvoir vous fournir des données quantitatives. Je serais très heureux de le faire. En ce qui concerne nos piles expérimentales, dont nous n'avons pas encore entrepris la construction, mais dont nous avons dressé les plans, nous n'avons éprouvé aucune inquiétude. Je regrette de ne pouvoir vous donner de réponse plus précise, car nous n'avons personne parmi nous qui puisse traiter cette question en détail.

M. BOGAARDT (Pays-Bas) : Je me suis demandé si la solution d'acide borique injectée se répand vraiment assez vite en cas d'urgence. Je suppose que la solution doit traverser la zone du réflecteur avant d'arriver au centre actif.

M. HARRER (États-Unis d'Amérique) : Je suis très heureux que vous posiez cette question parce que, lorsque nous avons préparé ce mémoire aux fins de présentation, nous n'avons pas indiqué avec précision que nous n'injecterions pas l'eau boratée au sommet de la pile. Les figures devenaient trop compliquées. Cependant, en fait, nous injecterons l'eau boratée destinée à arrêter la pile aussi près que possible de la partie inférieure du cœur. Naturellement, dans la réalité, la cuve à pression compte de nombreuses ouvertures. Nous ferons l'injection au fond de la pile, ce qui permettra à l'eau boratée d'agir rapidement.

Je voudrais compléter ces remarques. Il est indiqué quelque part dans notre mémoire qu'il faut une seconde, ou un peu moins, pour que s'exerce l'action de l'eau boratée. Il y a, cependant, de nombreux autres phénomènes qui arrêtent le fonctionnement d'une pile à ébullition, ou tendent à en limiter la puissance. C'est ce qui en fait tout l'intérêt. Nous estimons que, dans la pratique, cette pile montrera qu'il n'y a pas lieu de se précipiter pour faire intervenir l'eau boratée, et que d'autres facteurs d'autolimitation maintiendront le fonctionnement de la pile dans des limites telles que le cœur restera intact jusqu'à ce que l'eau boratée puisse produire son plein effet.

M. MOORE (Royaume-Uni) : Pour que le coût des cartouches actives soit faible, il faut que la durée de l'irradiation soit longue, et le facteur de charge, élevé. Tel qu'il se présente, le cœur de cette pile montre que les cartouches sont peu espacées et de forme plutôt allongée. Dans une pile où le réfrigérant primaire est utilisé comme fluide de travail, il me semble que l'émission de produits de fission par les cartouches actives contaminerait toute l'installation : les turbines, les condenseurs, les pompes, etc. L'auteur du mémoire pourrait-il donner des indications sur les méthodes employées pour déceler les ruptures de cartouches, et nous fournir des renseignements sur les cas de rupture de cartouches observés?

M. HARRER (États-Unis d'Amérique) : Dans les piles que nous avons fait fonctionner jusqu'à présent, nous n'avons pas rencontré de difficultés dues à la rupture d'une cartouche active. Le problème que vous évoquez, celui de la détection d'une cartouche éclatée dans une pile où tous les éléments sont groupés, est un problème qui nous préoccupe beaucoup nous aussi. La solution qui paraît s'imposer de prime abord est de prévoir sur la pile de nombreux points de prélèvement dont partent des conduites d'évacuation et qui permettent de déceler les produits de fission qui peuvent être entraînés. Cela complique naturellement quelque peu la construction de la pile, de sorte qu'elle perd toutes ses caractéristiques avantageuses. Nous ne connaissons pas de moyen vraiment direct pour localiser une défaillance. Nous croyons que nous nous en tiendrons au contrôle d'ensemble. Nous ignorons quel intérêt un tel système pourrait au juste présenter pour nous. Les résultats que nous avons obtenus ont été si favorables, qu'à l'heure actuelle nous n'envisageons pas d'exercer un contrôle étroit sur le cœur, mais plutôt de surveiller le circuit de l'échangeur d'ions, le circuit de vapeur, le circuit d'eau, les condenseurs de la turbine, etc., pour déceler tout accroissement de radioactivité qui indiquerait une défectuosité dans une cartouche. La seule chose qu'on envisage actuellement, à ma connaissance, c'est de retirer les cartouches et de les examiner. C'est naturellement une opération fastidieuse, mais qui permet de réduire les frais d'installation. Peut-être n'aurons-nous jamais besoin de procéder à un tel examen. En tout cas, nous ne voyons pas de solution véritable au problème que vous posez. Et pourtant nous serions très désireux d'en avoir une.

M. DUNWORTH (Royaume-Uni) : M. Harrer a indiqué que ce type d'installation conviendrait parfaitement aux régions où le coût du transport de combustibles classiques est très élevé. Malheureusement, avec une telle usine, il faudra renvoyer vers un endroit central le combustible irradié qui aura servi dans la pile, et il se peut que la dépense corres-

pondante ne soit pas négligeable. M. Harrer dispose-t-il d'évaluations à ce sujet?

M. HARRER (États-Unis d'Amérique) : Dans mon esprit, le transport n'était pas le seul élément du prix de revient. Je parle aussi du prix dans son ensemble, peut-être du prix global du charbon ou du mazout comparé au prix global de l'uranium, y compris les frais d'enlèvement des cartouches actives, comme vous venez de l'indiquer. Il serait sans doute possible de simplifier les opérations de transport parce que, de toute évidence, si l'usine est installée dans une région lointaine où le coût du transport est élevé, elle aura certainement des facilités nécessaires pour l'emmagasinage, ou de l'espace libre à cet effet. Peut-être pourrait-on imaginer un moyen simple pour l'enlèvement du combustible usé, mais ce n'est pas exactement ce que je voulais dire en mentionnant seulement des frais élevés de combustible. Je parlais du coût total des combustibles.

M. SWARTOUT (États-Unis d'Amérique) présente le mémoire P/498.

DISCUSSION DU MÉMOIRE P/498

M. BAXTER (Australie) : L'auteur de ce mémoire dispose-t-il de renseignements sur la stabilité de l'alliage au zirconium (Zircaloy) soumis pendant longtemps à une forte irradiation par les neutrons? Cette irradiation est-elle de nature à affecter la résistance de cet alliage à la pression et à la corrosion?

M. SWARTOUT (États-Unis d'Amérique) : Nous avons beaucoup étudié la corrosion du zirconium, de l'acier inoxydable et du titane par nos solutions. Malheureusement, presque tout ce travail a été fait sans irradiation. Nous procédons actuellement à des expériences dans des boucles; une de ces expériences est décrite dans la partie de notre exposition consacrée aux piles. En outre, nous pensons que la pile actuellement en construction chez nous servira notamment à étudier le comportement du cœur de la pile lors d'une irradiation de longue durée en service effectif.

M. KRONBERGER (Royaume-Uni) : Je suppose que la pression est égalisée par la couche de récupération gazeuse commune à la pile et au régénérateur. A quoi sert donc l'appareil désigné dans le croquis sous le nom de « égalisateur de pression »?

M. SWARTOUT (États-Unis d'Amérique) : Nous avons relié un dispositif de mise en pression à chacun des circuits. Leur chauffage est indépendant. Afin que la différence de pression entre les deux circuits n'excède pas la résistance de la cuve en Zircaloy, nous avons prévu des conduites reliant les deux circuits. En fait, ces conduites sont montées en parallèle. Sur chaque circuit nous avons des soupapes de sûreté réglées à environ 50 livres par pouce carré (3,5 kg/cm²), et nous avons aussi installé un disque de rupture pour plus de sûreté. En régime normal, il sera possible de régler la pression dans ces limites. La principale difficulté apparaîtra au moment de l'évacuation rapide du contenu des deux circuits, parce qu'ils ont des volumes très différents. La régulation se fera par une commande indépendante des vannes; en cas de défaillance de celles-ci, nous disposons en dernier ressort de la soupape de sûreté et d'un disque de rupture.

M. LEWIS (Canada) : J'ai été surpris de constater que l'on présente le bouclier étanche antiexplosion comme un dispositif de sécurité complémentaire. J'avais pensé que c'était lui qui posait le problème de mécanique le plus important et le plus difficile, qu'il fallait résoudre avant de pouvoir envisager un accroissement notable des dimensions de la pile à combustible fluide. A-t-on acquis, en opérant à échelle réduite, une expérience relative aux produits de fission volatils et gazeux, qui permette d'évaluer les dangers que présenterait une grosse génératrice nucléaire * ?

M. SWARTOUT (États-Unis d'Amérique) : Cette question porte, je suppose, sur ce que j'ai dit du bouclier antiexplosion qui entoure la pile. C'est bien notre avis : une pile de ce type devrait, sans aucun doute, être enfermée dans une enceinte étanche. Notre bouclier est imperméable au gaz et résistant à la pression. J'ai dit de ce bouclier antiexplosion qu'il représentait peut-être une mesure extrême en matière de sécurité. Nous vérifierons cela. Pour ce qui est de la pratique, je puis indiquer que notre première pile homogène a fonctionné sans que des fuites se produisent dans le circuit à haute pression. Nous avons eu une petite fuite dans l'un des appareils auxiliaires et il s'est trouvé que c'était une fuite dans la phase gazeuse. Il est très facile de déceler une telle fuite et d'en repérer l'endroit. En fait, une pile en cours de fonctionnement constitue le meilleur agent de détection de ses propres fuites.

M. TARANGER (France) : Nous avons appris qu'une partie des écrans biologiques est faite avec du sable et de l'eau de façon que l'on puisse la modifier pour faciliter l'expérimentation. Est-ce que, en particulier du fait des neutrons retardés, l'activité de ce sable ne complique pas singulièrement sa manipulation dans ce but?

M. SWARTOUT (États-Unis d'Amérique) : Je vous répondrai qu'en réalité ces écrans sont au

---

* M. Swartout a dit ce qui suit du bouclier antiexplosion : « Ce bouclier constitue probablement une mesure extrême en matière de sécurité. La pile tout entière se trouve enfermée dans une enceinte complètement étanche. Pour en assurer l'étanchéité, nous avons voulu être certains qu'il ne se produirait aucun accident susceptible d'entraîner une rupture. C'est pourquoi nous avons mis en place, tout autour de la cuve, un second dispositif de protection sous la forme d'un blindage d'un pouce et demi (environ 3,8 cm) en acier inoxydable. »

nombre de deux. L'un entoure la pile elle-même. C'est celui dont j'ai dit que c'est un dôme en forme d'igloo. Celui-ci deviendra certainement très radioactif. Celui dont j'ai dit qu'il donnerait toute latitude pour procéder par la suite à des changements dans la tuyauterie se trouve dans la paroi entre la fosse de la pile et la salle de commande. Le flux de neutrons sera très faible à cet endroit.

M. SPINKS (Canada) : Avez-vous mis au point des techniques permettant de combattre une fuite apparue en cours de fonctionnement sans avoir à arrêter la pile?

M. SWARTOUT (États-Unis d'Amérique) : Cela dépend de l'endroit où se trouve la fuite. La pièce qui nous cause le plus d'inquiétude est l'échangeur de chaleur, et c'est le cas pour toutes les piles qui fonctionnent avec des circuits d'eau sous pression élevée. Que faisons-nous lorsqu'une fuite se produit dans l'échangeur de chaleur? Actuellement, avec ce type de pile, tout ce que nous pouvons faire, c'est de démonter l'échangeur de chaleur, d'en installer un autre et d'examiner le premier en immersion dans l'eau. Ce n'est pas une solution très satisfaisante pour une centrale nucléaire à l'échelle industrielle. Nous avons un autre projet, qui n'a pas encore été essayé et qui permettra peut-être de retirer séparément des faisceaux de tubes. Pour ce qui est des autres parties de l'installation, nous avons pensé au problème de la rupture des conduites quand le système est sous eau, la pile étant non pas en marche, mais arrêtée, et au moyen d'empêcher l'eau légère de se diluer dans l'eau lourde et de s'y mélanger. Nous envisageons d'installer des dispositifs de réfrigération le long des conduites — et nous en avons effectivement installé aux endroits jugés critiques — de manière à pouvoir geler l'eau de chaque côté du joint rompu. Ce dispositif a fonctionné de façon très satisfaisante, du moins en ce qui concerne les tuyaux de petit calibre.

Séance 14 A

PROTOTYPES DE GÉNÉRATRICES NUCLÉAIRES

LISTE DES MÉMOIRES

			Pages
P/499	La pile expérimentale au sodium	W. E. Parkins	343
P/406	La pile à ralentisseur en graphite et à réfrigérant gazeux ; sa place dans la production d'énergie	C. Hinton	373
P/501	Étude technique d'un prototype de centrale nucléaire à neutrons rapides (EBR 2).	A. H. Barnes *et al.*	382
P/813	Observation du fonctionnement d'une pile à neutrons rapides refroidie par l'alliage sodium-potassium et résultats expérimentaux	H. V. Lichtenberger *et al.* .	399
P/816	Programme de la Commission de l'énergie atomique des États-Unis d'Amérique pour la construction de génératrices nucléaires pour les besoins civils : grandes lignes et objectifs . . .	U. M. Staebler	418

La pile expérimentale au sodium

par W. E. Parkins *

I. INTRODUCTION

La pile expérimentale au sodium SRE (Sodium Reactor Experiment) est une pile construite dans le cadre du plan quinquennal américain de développement de l'énergie nucléaire. Elle est spécialement destinée à l'acquisition et au perfectionnement des connaissances techniques sur le procédé de refroidissement au sodium d'une pile au graphite. Un plan de travail plus limité, mené concurremment, vise à faire de SRE l'instrument majeur de mise au point de ces connaissances. Quoique SRE soit avant tout une installation expérimentale, et non une véritable installation pilote, elle présente un grand nombre de caractéristiques considérées comme souhaitables dans une installation nucléaire de grandeur industrielle.

Le programme prévoit l'achèvement de la construction de SRE au début de 1956. Divers essais de conditions critiques et essais de mise en route suivront et conduiront un peu plus tard au fonctionnement à pleine puissance. Le coût de la pile et de ses auxiliaires est d'environ 3,5 millions de dollars (1 400 millions de francs). On compte à part le budget de mise au point et d'essais de la plupart des organes de SRE. Le coût du bâtiment et des aménagements est 0,5 million de dollars (200 millions de francs). L'emplacement se trouve à environ 30 milles (50 km) à vol d'oiseau au nord-ouest de la ville basse de Los Angeles, dans les monts Simi. Ce lieu d'implantation est à 1 850 pieds (615 m) d'altitude et à 4 milles (6,5 km) au sud de la petite ville de Santa Susana, en Californie.

L'exécution des plans et l'exploitation de SRE sont confiées à la North American Aviation Inc. (NAA), qui en est responsable par contrat direct

Original : anglais.

* North American Aviation Inc., Nuclear Engineering and Manufactury, Los Angeles, Californie, d'après les travaux de MM. W. E. Abott, R. L. Ashley, R. O. Crosgrove, T. F. Edztak, D. T. Eggen, R. C. Gerber, W. J. Hallett, M. P. Heisler, E. Matlin, M. Mueller, H. E. Richter, W. Sanders, T. T. Shimazaki, S. Siegel, C. Starr, A. M. Stelle, C. A. Trilling, et ceux d'autres membres du Nuclear Engineering and Manufactoring Department de la North American Aviation Inc.



Figure 1. — État d'avancement des travaux de SRE en mai 1955.

avec la Commission américaine de l'énergie atomique (AEC). Ce projet, dans le cadre du programme d'expériences et de mise au point des connaissances techniques sur les piles sodium-graphite, est financé par l'AEC, avec un appoint substantiel de la NAA. La conception et l'emplacement de SRE ont été approuvés par l'Advisory Committee on Reactor Safeguards * et, en mai 1955, la construction était en bonne voie (fig. 1).

II. DESCRIPTION GÉNÉRALE

SRE est conçue pour produire une puissance calorifique de 20 000 kW nominaux. Dans l'installation initiale, aucun aménagement pour produire de la vapeur, et par conséquent de l'énergie électrique, n'a été prévu. Néanmoins, dans des étapes ultérieures, des adjonctions de cette sorte sont possibles. La pile est refroidie au sodium, qui circule dans un circuit primaire et devient radioactif. Ce sodium primaire radioactif transmet sa chaleur à un circuit secondaire de sodium non radioactif, au moyen d'échangeurs. Le sodium secondaire rejette la chaleur dans l'atmosphère par des échangeurs refroidis à l'air. Ces deux circuits, primaire et secondaire, sont formés chacun de deux conduites distinctes, une conduite principale capable de transférer une puissance calorifique de 20 000 kW, et une conduite auxiliaire, d'une capacité de transfert de 1 000 kW. On s'est arrangé pour qu'un circuit auxiliaire — comprenant les conduites auxiliaires des circuits primaire et secondaire — puisse fonctionner en même temps que le circuit principal, afin d'assurer la possibilité d'extraire la chaleur au cas où se produirait un défaut de fonctionnement dans l'un ou l'autre des circuits.

Les figures 2 et 3 donnent un aperçu du bâtiment de la pile et de la disposition des appareillages. La pile est placée au sous-sol d'un hall dont le plancher affleure la surface supérieure du bouclier de protection. Les deux circuits primaires sont aussi sous le plancher et placés dans des galeries séparées et bétonnées. Les moteurs des pompes mécaniques à sodium et des mécanismes de barres de réglage sont situés au-dessus du plancher, en vue de faciliter l'entretien. Les circuits secondaires de sodium vont des échangeurs intermédiaires aux emplacements des réfrigérants atmosphériques, situés au-dessus du niveau du sol et à l'extérieur du bâtiment.

Un pont roulant de 75 tonnes, dans le hall de la pile, est capable de soulever les hottes de plomb utilisées pour le retrait des barres radioactives du cœur de la pile. A l'une des extrémités du hall de la pile, des dispositifs spéciaux, également sous le plancher, permettent le nettoyage et l'entrepôt de ces barres. Pour répondre aux nécessités du programme expérimental, spécialement en ce qui concerne le combustible, une cellule « chaude » est aménagée sous le plancher, avec ses puits d'accès, pour recevoir les cartouches provenant de la hotte de manutention. Là, on pourra démonter les cartouches, les examiner et les soumettre à certaines mesures.

En plus du sodium réfrigérant et du graphite ralentisseur, SRE utilisera au début des cartouches

* Comité chargé de conseiller l'AEC quant aux mesures à prendre pour assurer la sécurité publique au voisinage des piles.

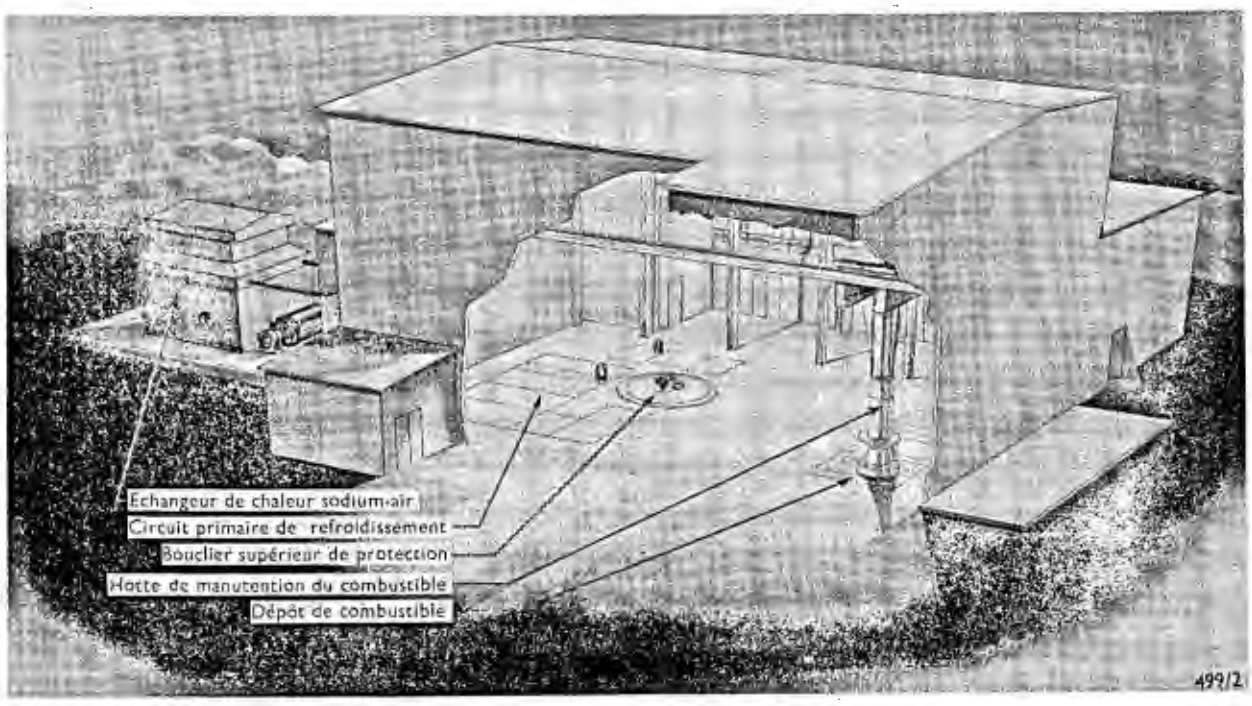


Figure 2. — Bâtiment de la pile SRE.

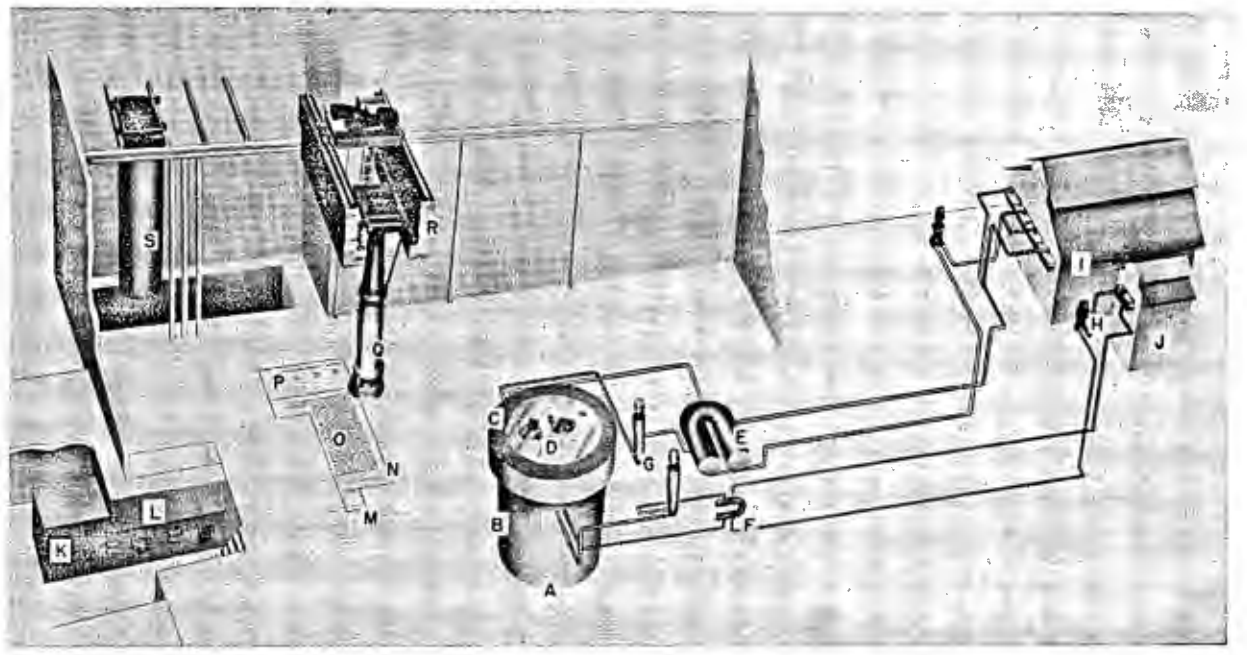


Figure 3. — Disposition d'ensemble des organes.

A. Pile; B. Cuve contenant le cœur; C. Bouclier annulaire; D. Bouclier tournant; E. Échangeur de chaleur du circuit à sodium principal; F. Échangeur du circuit à sodium auxiliaire; G et H. Pompes; I. Échangeur principal de chaleur sodium-air; J. Échangeur auxiliaire sodium-air; K. Cellule spéciale pour métallurgie sous haute activité; L. Cellule primaire; M. Cellules de dépôt des hottes de chargement; N. Cellule-magasin des boîtes à graphite; O. Cellule-magasin des cartouches actives; P. Cellule de nettoyage des cartouches; Q. Hotte de manutention des cartouches; R. Pont roulant; S. Hotte de manutention des boîtes à graphite.

de combustible à uranium légèrement enrichi [2,80 pour cent (atomique) d'uranium-235]. Ces cartouches, aussi bien que toute autre pièce pénétrant dans le cœur, sont suspendues à des petites fiches dans la partie supérieure du bouclier. La disposition d'ensemble de la pile est montrée aux figures 4, 5 et 6.

Le cœur tout entier est contenu dans une cuve d'acier de 19 pieds (5,68 m) de profondeur et de 11 pieds (3,35 m) de diamètre. Le graphite ralentisseur repose sur une grille d'acier inoxydable disposée près du fond de la cuve; il a la forme de cellules prismatiques hexagonales appartenant à un réseau triangulaire dont le pas est de 11 pouces (27,9 cm). Ces prismes ont 10 pieds (3,05 m) de haut et sont gainés de zirconium. Cette hauteur totale se décompose en : 6 pieds (183 cm) comme ralentisseur et 2 pieds (61 cm), de part et d'autre, faisant office de réflecteur. Les empilements de graphite garnissant la région du cœur sont traversés par un tube axial de zirconium, dans lequel sont suspendues les cartouches de combustible.

Les conduits d'alimentation des circuits primaires, principal et auxiliaire, pénètrent dans le cœur au-dessus des empilements de graphite, descendent verticalement dans des tubes à double paroi et débitent dans une chambre d'admission entre le fond de la cuve et la grille support. Le sodium, initialement à 500 °F (260 °C), passe alors

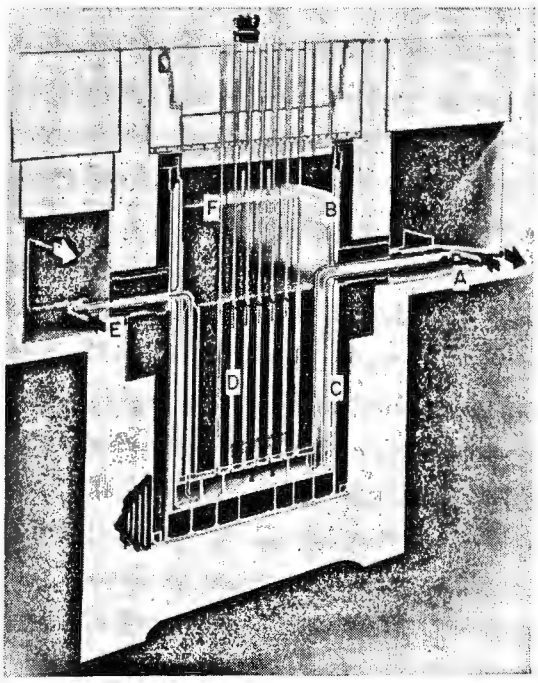
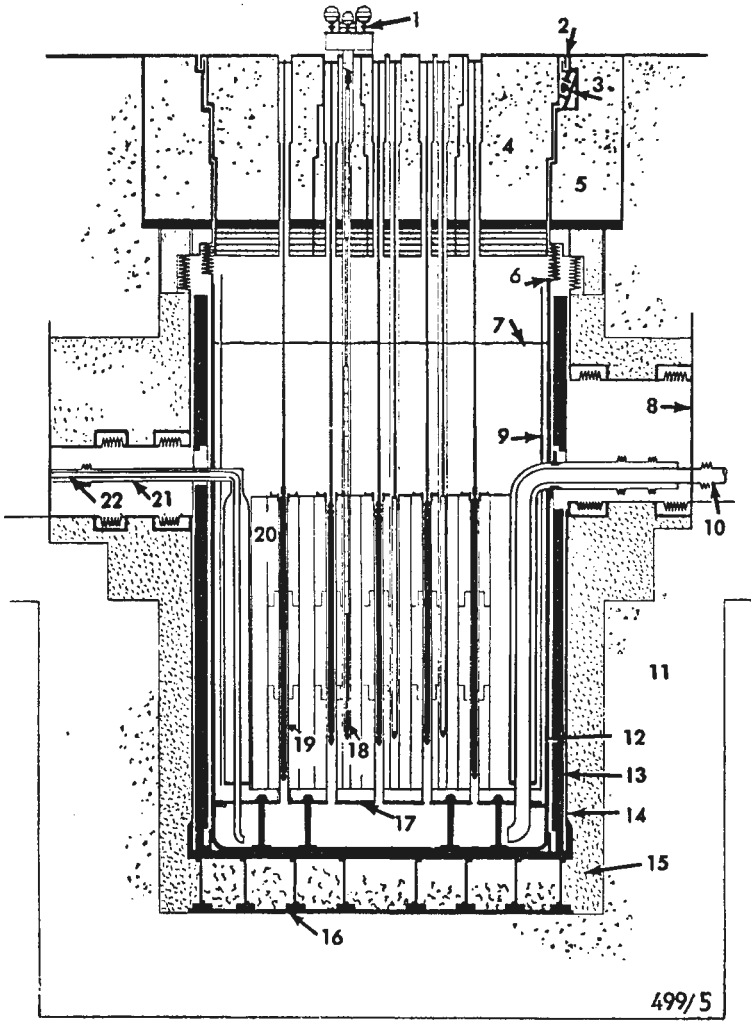


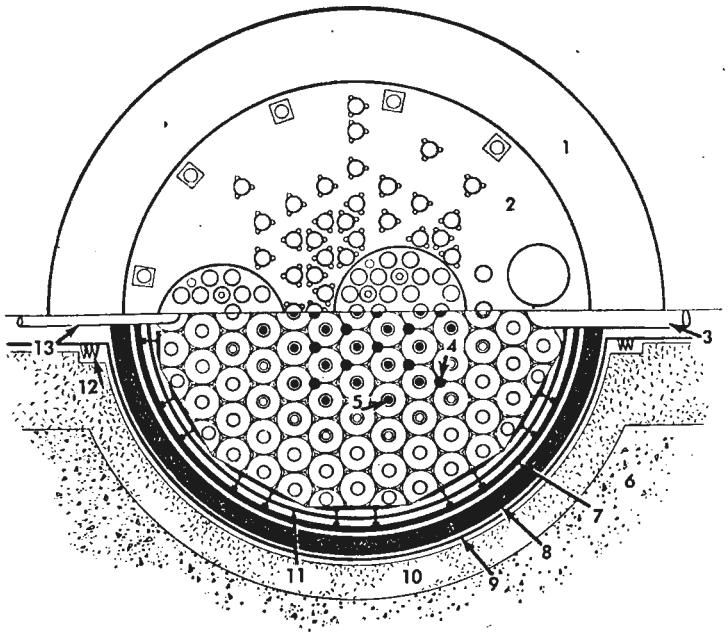
Figure 4. — Coupe de la pile SRE.

A. Admission principale du sodium; B. Cuve contenant le cœur; C. Bouclier thermique; D. Cartouche active; E. Admission auxiliaire du sodium; F. Niveau du sodium.



1. Mécanisme pour manœuvre d'une barre de réglage:
2. Joint;
3. Roulement;
4. Bouclier tournant;
5. Bouclier annulaire;
6. Soufflets;
7. Niveau du sodium;
8. Diaphragme;
9. Revêtement intérieur;
10. Admission principale du sodium;
11. Bouclier de protection biologique;
12. Cuve de la pile;
13. Bouclier thermique;
14. Enceinte extérieure;
15. Calorifuge;
16. Plaque de support;
17. Grille;
18. Barre de réglage;
19. Cartouche active;
20. Boîte à graphite;
21. Tube de garde;
22. Admission auxiliaire de sodium.

Figure 5. — Coupe de la pile en élévation.



1. Bouclier annulaire;
2. Bouclier tournant;
3. Admission principale du sodium;
4. Barre de réglage;
5. Cartouche active;
6. Bouclier latéral de protection biologique;
7. Cuve de la pile;
8. Bouclier thermique;
9. Enceinte extérieure;
10. Calorifuge;
11. Revêtement intérieur;
12. Soufflets;
13. Admission auxiliaire du sodium.

Figure 6. — Vue en plan de la pile.

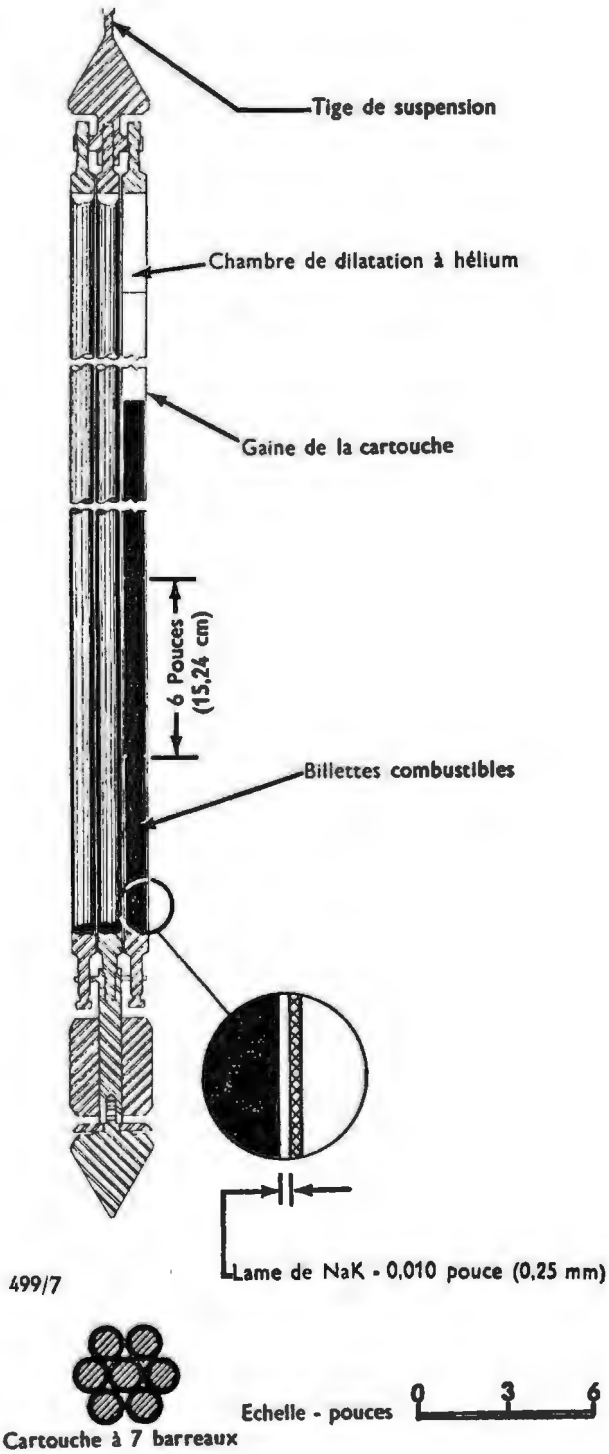
dans les tubes axiaux, assure le refroidissement et débouche dans un bassin de 6 pieds (183 cm) de profondeur à la température moyenne de 960 °F (534 °C); puis il est évacué par des tubes de sortie distincts, pour les deux circuits primaires situés au-dessus des empilements de graphite.

La cuve enfermant le cœur est entourée d'un bouclier thermique de 5 $^1/_2$ pouces (14 cm) d'acier. Immédiatement autour de ce bouclier, une enceinte externe, jouant le rôle de dispositif de secours, est destinée à contenir le sodium qui pourrait fuir dans la cuve. Autour de cette enceinte, on trouve un isolant thermique sur une épaisseur d'environ 1 pied (30 cm), cet isolant est à son tour enfermé dans l'enceinte générale appelée « cuvelage de la cavité ». Le cuvelage a pour but de servir de coffrage à la fondation en béton et d'aider à extraire la chaleur de cette région. Une tuyauterie d'acier est soudée à la surface externe du cuvelage pour permettre la circulation du fluide qui extrait la petite quantité de chaleur dégagée dans le béton et celle qui traverse par conduction l'isolant thermique. Ce fluide est le toluène, fourni par un système spécial de refroidissement qui dessert les nombreux organes annexes de la pile, partout où il peut y avoir contact entre ce fluide et le sodium.

Les fondations en béton s'étendent jusqu'au bouclier de protection biologique au niveau du plancher, pour lequel on prévoit l'emploi d'un béton de composition spéciale comportant l'adjonction de minerai de fer (magnétite). La fermeture de la cuve de la pile est assurée, d'une part, par un bouclier en forme d'anneau reposant sur un épaulement du cuvelage général, et, d'autre part, par un bouclier circulaire (ou pouvant tourner) qui repose sur des feuillures ménagées dans le bouclier de protection annulaire. Tous les petits bouchons permettant l'accès aux différentes parties du cœur sont portés par ce couvercle de protection tournant. Des soufflets de grand diamètre fournissent un joint étanche pour le gaz contenu dans la cuve où se trouve le cœur ainsi que pour le gaz compris entre cette cuve et l'enceinte externe. Des soufflets et diaphragmes distincts assurent l'étanchéité des galeries pour les gaz compris entre l'enceinte externe et le cuvelage général, en même temps qu'ils permettent les dilatations des divers tuyaux qui pénètrent dans cette région.

III. CARTOUCHES DE COMBUSTIBLE

Les cartouches de combustible prévues pour le fonctionnement initial de SRE sont formées en faisceaux de 7 barres (fig. 7). Chaque barre est une colonne de 6 pieds (183 cm) formée de 12 billettes de 6 pouces (15 cm), enfermées dans un chemisage d'acier inoxydable à paroi mince, le contact thermique étant assuré par le remplissage en alliage sodium-potassium. Les barres ont un diamètre de 0,750 pouce (19 mm) et le chemisage comprend 0,010 pouce ($^1/_4$ mm) de sodium-potassium, enfermé entre l'uranium et 0,010 pouce ($^1/_4$ mm) d'acier



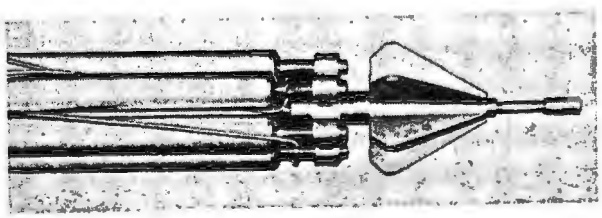


Figure 7. — Cartouche active à 7 barreaux.

inoxydable. Ce chemisage, fermé aux deux extrémités par un bouchon soudé, est en acier inoxydable type 304. Le niveau de l'alliage sodium-potassium, servant au contact thermique, se trouve à quelques pouces au-dessus de la partie supérieure des barres; au-dessus de sa surface libre règne une atmosphère d'hélium à la pression atmosphérique (à la température ambiante). Cet espace permettra la dilatation thermique de l'alliage sodium-potassium et l'accumulation des gaz de fission qui pourraient se former au cours de l'irradiation. A l'époque où l'on pensait assurer le contact thermique avec du sodium, plusieurs difficultés s'étaient présentées pour obtenir un contact sans vides, car le sodium est un solide fragile à la température ambiante et présente un retrait notable à la solidification.

Les 7 barres formant une cartouche sont fixées par leurs extrémités. Elles sont soutenues à leur partie supérieure par une pièce fixe; la dilatation de chacune de ces barres est rendue possible par la nature de la fixation inférieure. A la base de la cartouche, on trouve aussi un guide de centrage et une plaque à trous permettant de régler la circulation du sodium et adaptée à chaque tube particulier de refroidissement. Afin d'éviter le contact des barres entre elles, ou avec le canal de refroidissement, un fil d'acier inoxydable de 0,092 pouce (23 centièmes de mm) est moulé en hélice autour des 6 barres externes du faisceau, avec un pas d'environ 10 pouces (25 cm). L'enroulement a été réalisé de sorte que le sens est différent pour des barres adjacentes. Dans le but de déterminer la température du sodium à la sortie de chaque canal, un thermocouple est introduit à l'intérieur du tube d'acier inoxydable qui sert d'enveloppe à la cartouche tout entière et, par la tige d'attache, en permet la suspension au bouclier de protection tournant. La connexion du thermocouple se fait juste au-dessus de la pièce fixe de la tête de la cartouche.

D'après les prévisions, au cours du fonctionnement de SRE, la température maximum atteinte par l'uranium dans chaque cartouche sera de 1 200 °F (650 °C). Cette température est fonction de la puissance de la pile, des conditions de débit et de température dans le circuit du sodium et de la dimension du trou choisi dans la plaque qui se trouve à la partie inférieure de chaque cartouche. En fonctionnement normal, la perte de charge est de 2,5 livres par pouce carré (0,18 kg/cm²) pour le passage dans le canal central, et 1,5 livre par pouce carré (0,11 kg/cm²) pour le passage par l'orifice d'admission, soit au total 4 livres par pouce carré (0,3 kg/cm²). La vitesse dans le canal central est de 5 pieds par seconde (1,5 m/s); le débit de sodium est donc de 17 500 livres par heure (8 t/h). Le débit pour un tube demandant le refroidissement minimum (près de la périphérie, où le flux moyen des neutrons thermiques est le plus faible) est de 3 pieds par seconde (0,9 m/s). La température nominale de sortie du sodium est, pour le tube central, de 908 °F (487 °C), pour une admission à 500 °F (260 °C); elle est au maximum de 986 °F (530 °C) pour un tube placé dans le plus faible flux moyen de neutrons, donnant au mélange dans le bassin de sodium une moyenne de 960 °F (516 °C). Le flux maximum de chaleur attendu est 340 000 Btu par heure et par pied carré, ce qui correspond à une puissance de 107 watts par cm², avec un coefficient de transfert de chaleur d'environ 10 000 Btu par heure, par pied carré et par degré Fahrenheit (soit 48 900 kcal/h/m²/°C). La valeur approchée du rapport flux de chaleur maximum/flux moyen est de 1,35 pour un canal et 1,63 pour l'ensemble de la pile. Dans ces conditions, l'élément central produit 650 kW, ce qui correspond à 340 kW par kilogramme d'uranium-235 (soit 340 MW par tonne d'uranium-235).

Pour que les conditions ci-dessus soient réalisées, il faut que la circulation dans le tube de refroidissement et entre les barres actives assure un mélange tout à fait intime du sodium qui arrive, soit après passage à travers les interstices entourant la barre du centre de la cartouche, soit après passage extérieur autour de la couronne des six barres. Dans le cas contraire, la température augmenterait plus rapidement dans les passages intérieurs, puisque la valeur du flux thermique en fonction de la section du courant de sodium y est plus grande que dans les passages extérieurs. L'efficacité de ce brassage a été contrôlée par des expériences de circulation d'eau à travers une maquette de cartouche où l'on mesurait la teneur, en différents points, du chlorure de manganèse injecté en solution dans les passages intérieurs, près de l'extrémité aval de la cartouche. Ces expériences ont montré que, pour les barres adjacentes, il était nécessaire d'enrouler le fil en sens contraire, ce qui oblige plus efficacement le fluide à sortir d'un interstice intérieur et à y entrer lorsqu'il vient d'un interstice extérieur; de cette manière, les interstices sont alternés dans la couronne des six barres. Le pas de la trajectoire hélicoïdale suivie par le fluide, tel qu'il résulte de ces expériences chimiques, est légèrement plus grand que le pas d'enroulement du fil, mais assez petit pour garantir un brassage adéquat du sodium au cours du fonctionnement.

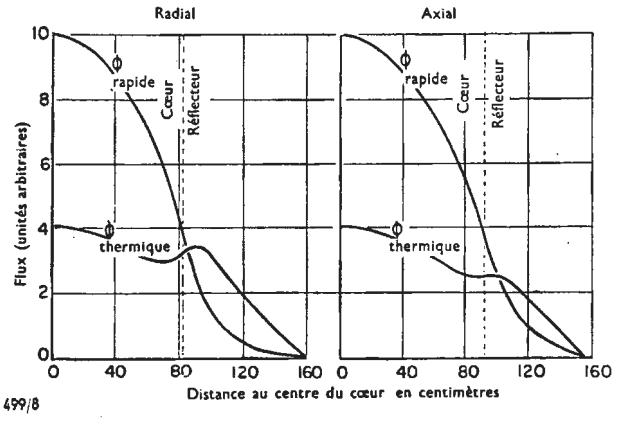


Figure 8. — Flux moyen des neutrons, obtenu par le calcul, pour le cœur de SRE.

Ces études hydrauliques sur une maquette de cartouche ont servi également pour étudier les pertes de charge et les vibrations. Nulle difficulté résultant de la vibration des barres n'est à craindre, même si aucune disposition n'est prise pour en protéger les cartouches sur leur longueur.

On estime qu'on obtiendra assez de réactivité pour le fonctionnement en chargeant 31 cartouches du type décrit, à uranium légèrement enrichi (2,8 atomes d'uranium-235 pour cent). Cela conduira à un cœur de 6 pieds de hauteur (183 cm) et de 6 pieds de diamètre; les distributions des neutrons dans ce cœur, telles qu'elles ont été calculées, sont reproduites à la figure 8. Le flux moyen en neutrons thermiques au centre du cœur est estimé à $2{,}5 \times 10^{13}$ neutrons par cm^2 et par seconde, le maximum de ce flux dans le combustible à $1{,}7 \times 10^{13}$ neutrons par cm^2 et par seconde.

Ces paramètres nucléaires, obtenus par le calcul et correspondant aux caractéristiques de fonctionnement de SRE, telles que le projet les prévoit, sont les suivantes :

$$\begin{aligned} \varepsilon &= 1{,}034 \\ p &= 0{,}799 \\ f_{25} &= 0{,}745 \\ k_\infty &= 1{,}28 \\ L^2 &= 137\ cm^2 \\ \tau &= 370\ cm^2 \\ B^2 &= 4{,}84 \times 10^{-4}/cm^2 \end{aligned}$$

Avec ces caractéristiques théoriques du refroidissement par le sodium et du flux de neutrons, la puissance de la pile chargée à 31 cartouches est légèrement inférieure à la valeur nominale de 20 000 kW. Pour obtenir cette puissance, avec les caractéristiques résultant du projet, un chargement d'à peu près 37 cartouches est nécessaire. Le nombre effectif de cartouches employées dépendra des résultats de mesures de réactivité effectuées sur le cœur après son montage et des exigences du programme expérimental.

IV. RALENTISSEUR ET RÉFLECTEUR

Le principal problème que pose l'emploi d'un réflecteur et d'un ralentisseur en graphite est d'empêcher tout contact avec le sodium. Le contact entraîne une absorption du sodium dans les pores du graphite, qui conduit à perdre une quantité excessive de neutrons. La quantité de métal nécessaire au gainage du graphite étant importante dans le projet de SRE, il est impossible d'employer l'acier inoxydable, bien que cet acier soit employé comme enveloppe pour les cartouches. Le graphite est donc protégé par une tôle en zirconium ouvrée pour former des boîtes d'assemblage (fig. 9). Les faces latérales de chaque prisme hexagonal de graphite sont constituées par une tôle de 0,035 pouce (0,9 mm), les deux bases par une tôle de 0,1 pouce (2,5 mm). L'écartement entre les faces parallèles de chaque boîte est légèrement inférieur au pas de 11 pouces (27,9 cm) du réseau triangulaire. La différence suffit à assurer entre les boîtes un intervalle moyen d'environ 0,17 pouce (4,3 mm) en fonctionnement normal. Un tel intervalle en forme de canal plat et mince est nécessaire pour extraire la chaleur de la paroi par le sodium liquide. Pour cet usage, le sodium entre dans la cuve de la pile par un tuyau distinct, branché sur l'alimentation principale et représentant environ 7 pour cent du débit principal. Cette ramification débouche dans une chambre à basse pression située au-dessus de la grille, sous les boîtes à graphite. Ce sodium est libre alors de monter le long des passages ménagés entre les boîtes et dans les canaux spéciaux prévus pour toutes les parties constitutives du cœur autres que les cartouches de combustible, dont il assure le refroidissement ainsi que celui des cuves, et celui du bouclier de protection latéral de la pile. Le débit moyen est réglé pour que la température de sortie soit environ de 960 °F (516 °C).

Chaque boîte à graphite est boulonnée à sa base par des goujons de zirconium sur une embase de support et, également, sur une plaque de centrage à sa partie supérieure. Elles sont toutes les deux (embase et plaque de centrage) en acier inoxydable type 405. L'embase ne sert pas seulement à supporter les boîtes, mais à empêcher leur déplacement latéral grâce à un logement ménagé dans la grille inférieure. Le joint avec la grille est suffisamment étanche pour empêcher une fuite de sodium dans la chambre située au-dessus de cette grille. En outre, l'embase a été percée, autour de son axe, d'un canal circulaire qui conduit le sodium, montant par le tuyau de refroidissement, de cette chambre principale à la boîte à graphite. La plaque supérieure sert de point de suspension à l'ensemble tout entier et sert également à le fixer latéralement. Les plaques de centrage de prismes adjacents s'imbriquent l'une dans l'autre et sont maintenues en place par une bride de serrage. S'il était nécessaire ultérieurement de changer une boîte à graphite, il serait possible de la retirer de cet assemblage en la tirant verticalement sans être obligé de desserrer une liaison mécanique. Un autre dispositif empêche tout déplacement vertical notable, au cours du fonctionnement de ces boîtes à graphite; il s'agit d'un tube fixé au bouclier supérieur et entourant chaque tige d'attache des cartouches actives. L'extrémité inférieure de ce tube bute contre la plaque de centrage dès que le prisme ralentisseur tend à sortir de son logement.

Les prismes de graphite gainés au zirconium, qui constituent le réflecteur latéral, n'ont pas de canal axial. Chaque boîte appartenant à la région du cœur est traversée suivant son axe par un tube de zirconium de 0,035 pouce (0,9 mm) d'épaisseur, de 2,80 pouces (7,1 cm) de diamètre intérieur, soudé aux deux bases du prisme. Ce tube contient ordinairement une cartouche active. En cas d'arrêt brusque de la pile, la température du sodium dans le tube de réfrigérant décroîtra brutalement, provoquant une contraction relative de la paroi extérieure du prisme et produisant une dépression dans les

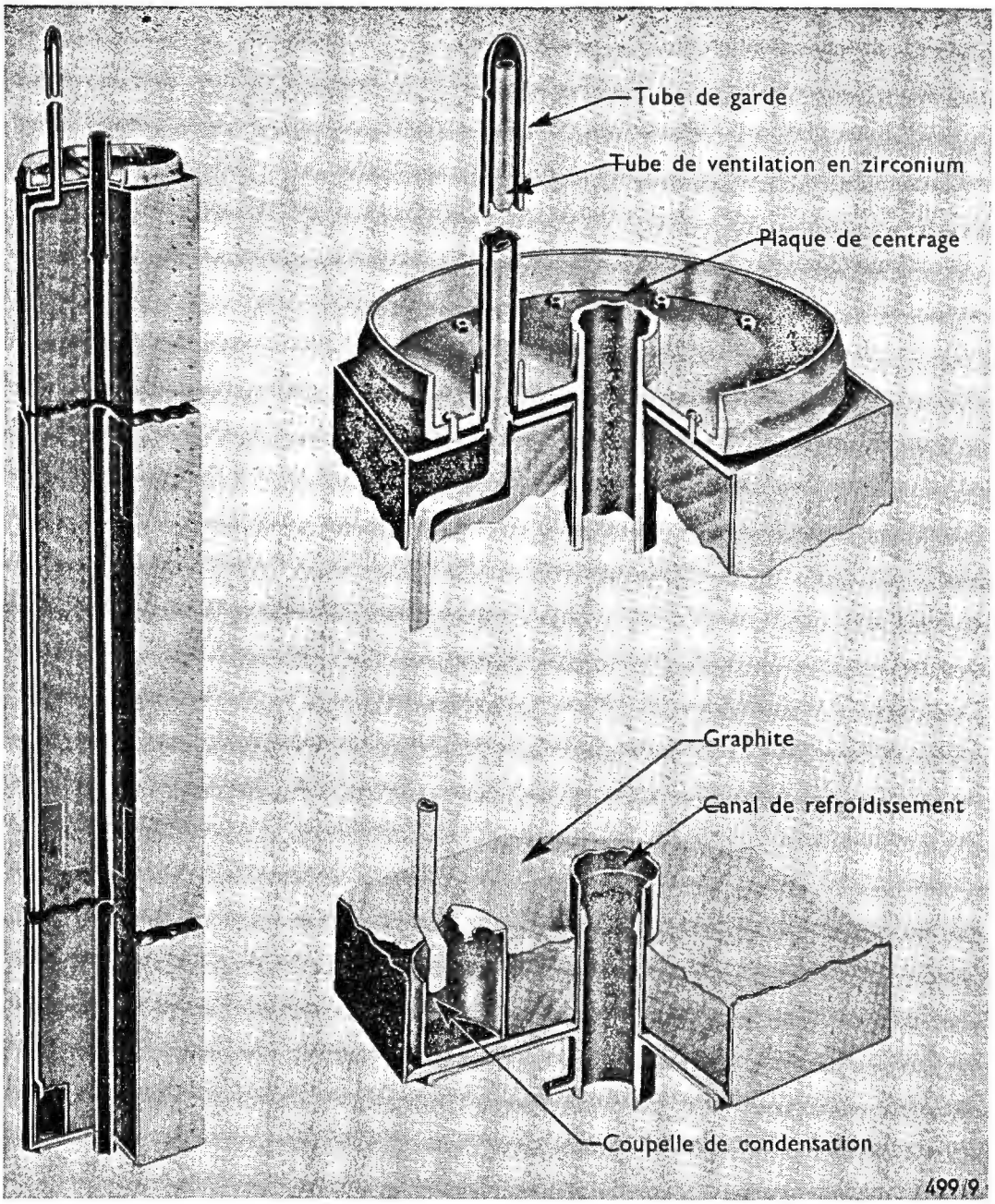


Figure 9. — Boîte à graphite en zirconium.

deux bases du prisme. Les contraintes qui en résultent, celles qui découlent de certaines conditions de fonctionnement en régime stable ou variable, ont été calculées de manière à donner toute garantie de sécurité, compte tenu des propriétés mécaniques connues du zirconium.

La pression des gaz produits à la suite d'une longue irradiation à haute température pose un problème pour le gainage du graphite. Selon le principe de gainage qu'on vient de décrire, les panneaux latéraux sont d'une minceur et d'une souplesse telles qu'ils ne peuvent jouer leur rôle protecteur que sous l'effet d'une pression extérieure qui les colle au graphite. Au moment de l'assemblage, le bouchon supérieur de la gaine est très proche de l'extrémité supérieure du prisme de graphite, mais, durant le fonctionnement, sous l'élévation de température, le zirconium se dilate et s'éloigne du graphite; ainsi, le bouchon n'est plus soutenu. Il en résulte qu'au moment de l'arrêt brusque dont nous avons parlé ci-dessus, la gaine aura la souplesse nécessaire, mais lorsque la température augmente, il est indispensable que la différence de pression entre le sodium extérieur à la gaine et l'atmosphère gazeuse intérieure soit très faible. Or, les propriétés de dégazage du graphite en cours de fonctionnement ne sont pas complètement connues et, d'autre part, il est extrêmement difficile de prévoir quelle température

moyenne du graphite va déterminer l'établissement d'une pression donnée dans tel ou tel récipient scellé; aussi doit-on prévoir la fixation de cette pression intérieure au moyen d'un tuyau de ventilation traversant l'ensemble de la base au sommet et débouchant dans l'atmosphère d'hélium qui règne au-dessus de la surface libre du sodium dans la cuve. Ce tube de ventilation, de $^1/_4$ de pouce (6,4 mm) de diamètre extérieur, est entouré par un tube protecteur en acier inoxydable fixé à la plaque de centrage. A la base de ce tube de ventilation, sur le fond du récipient, se trouve une petite coupelle susceptible de recueillir tout le sodium qui pourrait pénétrer pendant la durée d'utilisation de la boîte à graphite par suite de diffusion de la vapeur de sodium et des fluctuations de pression. Selon les calculs et les mesures expérimentales, cette diffusion de sodium n'est pas excessive. Néanmoins, l'adjonction du tube de ventilation est une complication mécanique qu'on espère éviter dans les projets futurs.

Le graphite est usiné à partir de billettes de 13 pouces de diamètre (33 cm), mais chaque cellule est obtenue par superposition en trois pièces avec assemblage par tenons. Cela n'exige, pour le graphite, aucune qualité spéciale de résistance, sauf dans la mesure où il doit supporter son propre poids et résister latéralement aux accélérations latérales des tremblements de terre, puisqu'il est soutenu à ses deux extrémités. Selon les calculs effectués d'après les renseignements dont on dispose, les contraintes thermiques et les effets des rayonnements s'inscrivent bien dans les limites de sécurité. Un certain nombre de prismes sont biseautés afin de ménager jusqu'à la grille des passages destinés à l'installation éventuelle de canaux supplémentaires où pourraient être introduites des barres de réglage, de sécurité, ou d'autres cartouches spéciales. Chaque canal est formé par des biseaux à 120 ° dans trois boîtes adjacentes et laisse un passage d'environ 3 $^1/_4$ pouces (83 mm) de diamètre.

La quantité de chaleur traversant les parois extérieures des boîtes d'assemblage varie suivant la position dans la pile. Aucun dispositif spécial n'est nécessaire pour régler en fonction du taux de production de la chaleur la dimension de l'orifice par où le sodium s'écoule dans les canaux ménagés entre ces boîtes. Si la température du sodium dans un canal croît plus rapidement que la moyenne pour les autres canaux, la diminution corrélative de densité accroît automatiquement le débit dans ce canal particulier. En conséquence, cet effet de « légèreté relative » tend à assurer une température quasi uniforme du sodium dans toute section horizontale de la pile. Cette caractéristique joue également un rôle important dans la région externe du réflecteur latéral où une chaleur considérable est reçue de la cuve et de l'écran thermique. Des calculs ont montré qu'il est nécessaire de donner aux canaux plats entre les boîtes à graphite une largeur supérieure à environ un seizième de pouce (1,6 mm) dans le but d'obtenir des températures sensiblement uniformes. Quoique ces canaux plats soient naturellement réalisés par le jeu des embases et des plaques de centrage, une précaution supplémentaire a été prise en formant par laminage des rainures de 0,045 pouce (1,15 mm) sur les panneaux de zirconium avant le gainage. Pendant le fonctionnement, ces rainures empêchent toute occlusion des canaux, occlusion qui risquerait d'intervenir par suite d'un alignement défectueux.

V. BARRES DE RÉGLAGE

Il y a 4 barres de réglage dans le cœur de la pile SRE. Elles sont disposées comme l'indique la figure 10. Des calculs ont montré que cette disposition permettra de faire varier la réactivité d'environ 10 000 pcm. Chaque barre est enfermée dans un chemisage allant du sommet du bouclier tournant à un point situé juste au-dessous du cœur et dont la longueur totale est 23,5 pieds (717 cm). Cette chemise est en acier inoxydable type 304 et son épaisseur est de 0,049 pouce (1,30 mm) dans la région du cœur. Cette disposition permet de réaliser un dispositif de barres de réglage étanche dans lequel ni le sodium ni sa vapeur ne sont au contact de pièces mécaniques mobiles (fig. 11).

La partie de la barre provoquant l'empoisonnement se compose d'une série de 18 anneaux en alliage de nickel-bore suspendus au tube d'extraction (pull-tube). Chaque anneau a un diamètre extérieur de 2,5 pouces (6,35 cm), une épaisseur de $^3/_8$ de pouce (9,9 mm), une longueur de 4 pouces (10 cm). La teneur en bore de l'alliage est de 2 pour cent en poids. Le mouvement de la barre de réglage s'obtient par un écrou à rampe à billes auquel est attaché le tube d'extraction, et un mécanisme à moteur placé au-dessus du bouclier supérieur entraîne la vis. La rotation de l'écrou est impossible, car il est maintenu par des guides qui se déplacent dans des rainures creusées sur la surface interne de la paroi épaisse de la partie supérieure de la chemise. Une protection convenable est assurée dans la chemise au voisinage du bouclier supérieur. Deux des barres de réglage ont un moteur d'entraînement simple, qui les déplace à la vitesse de 0,24 pied/mn (1,22 mm/s) seulement pour la compensation. Les deux autres barres de réglage ont des moteurs à deux vitesses pour le même mouvement de compensation et pour le mouvement de réglage à la vitesse de 3 pieds/mn (15,3 mm/s). Ce dernier est limité mécaniquement à une amplitude de déplacement de $\pm$ 6 pouces (15,2 cm). Les moteurs d'entraînement reposent sur le bouclier et commandent un dispositif d'embrayage situé à quelques pouces en dessous de la surface de ce bouclier. Les commutateurs-limiteurs et des synchrotransmetteurs donnent la position des barres de réglage à tout moment.

Un des problèmes que pose ce chemisage est celui de la chaleur dégagée dans le bore de la barre de réglage et du transfert de cette chaleur au sodium de refroidissement extérieur à la chemise. Pour

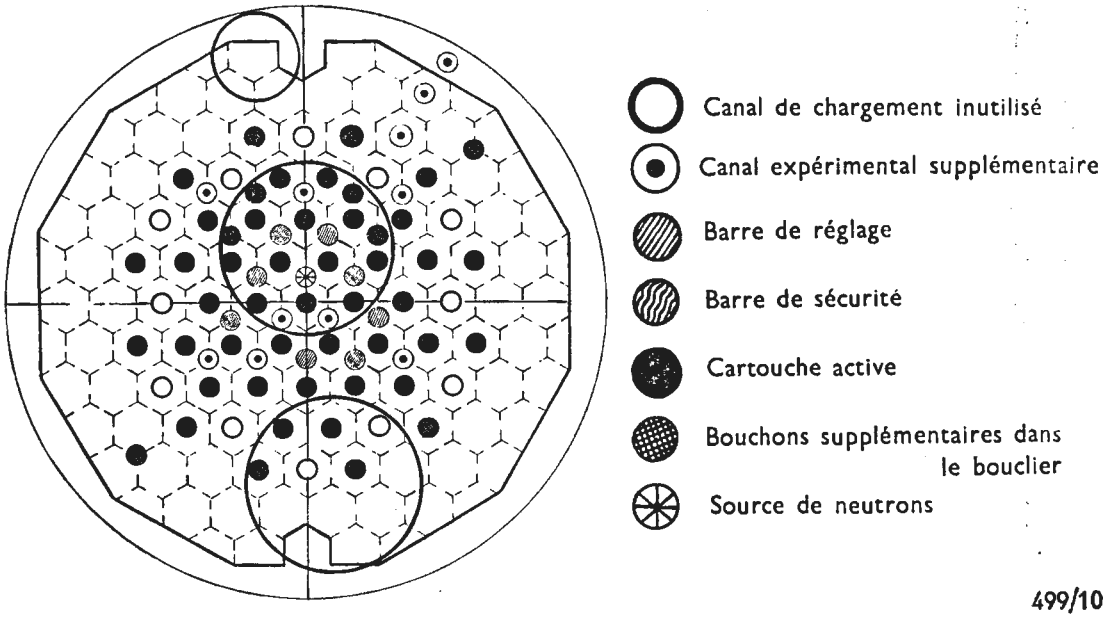


Figure 10. — Tableau de chargement.

éviter des températures excessives dans le nickel-bore, la chemise est remplie d'hélium à une pression relative d'environ 16 livres par pouce carré (1,1 kg/cm²), et un jeu relativement faible est ménagé entre la chemise et les anneaux au bore. Ce sont ces expériences qui ont conduit à cette réalisation. En provoquant un débit calorifique maximum de 8 kW/pied (262 W/cm), la température maximum prévue pour le nickel-bore est de 1 300 °F (704 °C). C'est le cas obtenu lors d'un décentrage avec contact anneau-chemise et une épaisseur moyenne d'hélium de 0,020 pouce de la couronne cylindrique ($^5/_{10}$ mm). En dépit des variations de positions de la barre de réglage et des variations du débit calorifique, le courant de sodium extérieur à la chemise, dans une très large mesure, s'adaptera de lui-même à la température par variation de sa densité, de sorte que la température du sodium s'élèvera au même taux que dans les autres canaux et qu'à la sortie dans la chambre supérieure elle sera d'environ 960 °F (516 °C).

VI. BARRES DE SÉCURITÉ

Le cœur de SRE emploie également 4 barres de sécurité situées comme le montre la figure 10. Le réglage de réactivité assuré par ces barres est au total légèrement inférieur à 10 000 pcm. La conception est analogue à celle des barres de réglage, car l'ensemble est entièrement contenu dans une chemise allant du sommet du bouclier tournant jusqu'au-dessous du cœur. La paroi de cette chemise est en acier inoxydable 304 dont l'épaisseur, au voisinage du cœur, est de 0,035 pouce (0,9 mm); la barre de sécurité est représentée à la figure 12.

Des anneaux en même alliage de nickel-bore que celui des barres de réglage forment la tige d'empoisonnement. Chaque anneau a un diamètre externe de 2 $^5/_{16}$ pouces (58,7 mm), une épaisseur de $^3/_{16}$ de pouce (4,95 mm) et 4 pouces de long (10 cm). Au total, on utilise 14 anneaux, enfilés les uns au-dessus des autres sur un tube intérieur. Ce tube peut être mû au moyen d'un écrou à rampe à billes, mais un dispositif à gâche y est incorporé pour libérer la barre à tout moment lorsqu'on est en train de la retirer, ou lorsqu'elle est complètement retirée. La gâche est actionnée par un « tube à couple » aplati sur deux côtés allant du centre de la barre où se trouve le solénoïde qui l'actionne jusqu'à une position voisine de la partie inférieure du chemisage. La vis-mère à rampe à billes est entraînée par un moteur situé au-dessus du bouclier supérieur, comme pour les barres de réglage. Pour retirer les barres de réglage, l'écrou à rampe à billes est poussé vers le bas par l'action de la vis jusqu'à ce qu'il soit engagé dans la barre et verrouillé par la gâche. Le moteur est alors inversé pour retirer la barre. Un bouchon de protection est placé dans la chemise dans la région du bouclier supérieur. Des contacts électriques permettent également de connaître la position de la barre : introduite, complètement retirée ou en train de l'être.

Lorsque les barres de sécurité sont libérées pour arrêter brusquement la pile, chaque gâche est déverrouillée et la barre tombe par gravité dans la chemise. Pour réduire sa vitesse sans contraintes excessives, la partie supérieure du tube qui supporte les anneaux de nickel-bore est attachée à un piston dans un cylindre long de 24 pouces (61 cm). Lorsque la barre tombe, piston et cylindre se déplacent avec la barre jusqu'à ce qu'elle soit à 24 pouces (61 cm) du fond de la chemise. A ce moment-là, le cylindre est bloqué par un épaulement et la barre est freinée par le piston qui refoule de l'hélium gazeux contenu dans le cylindre.

Dans le cas des barres de sécurité, il ne se pose

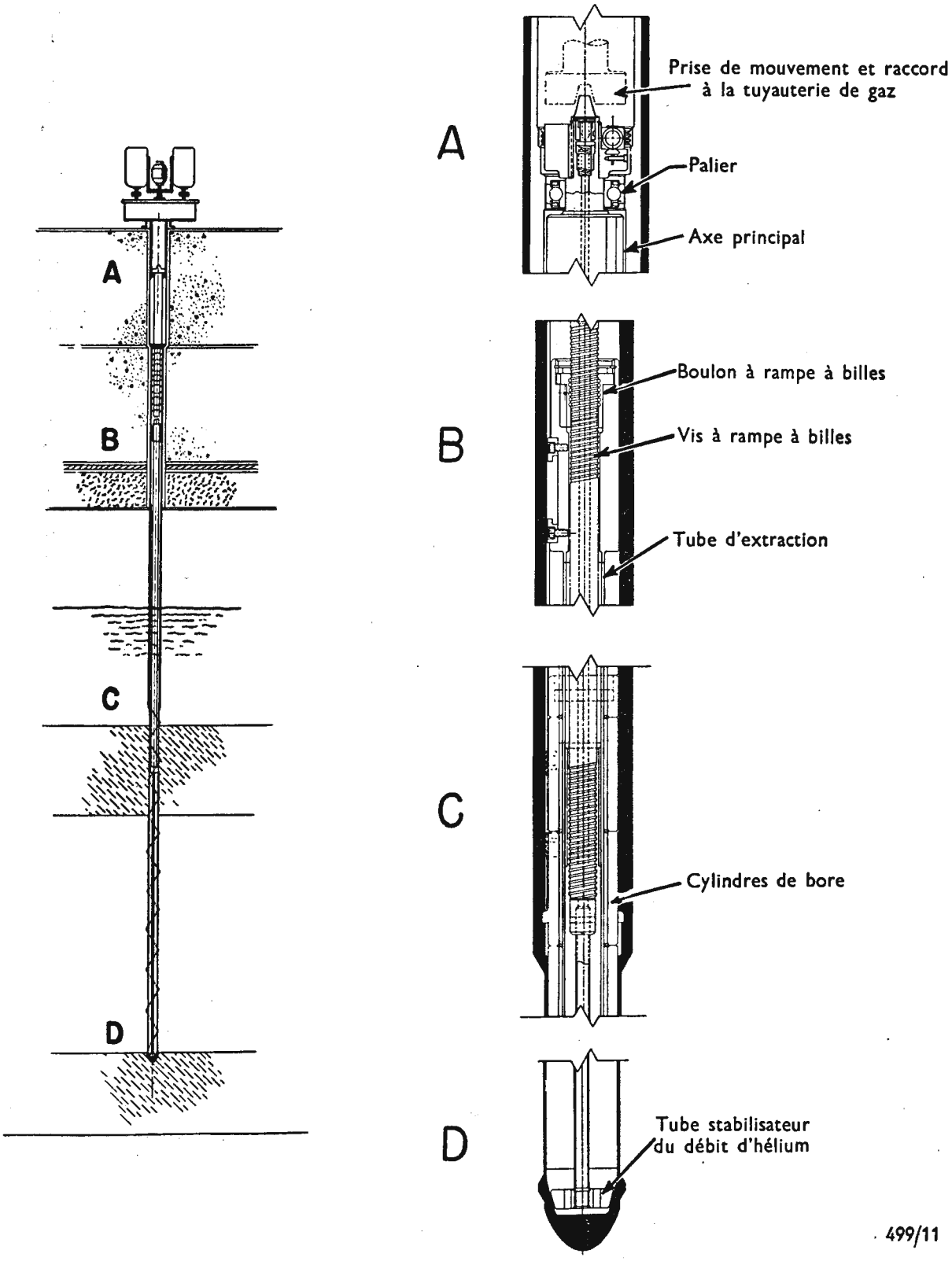


Figure 11. — Barre de réglage.

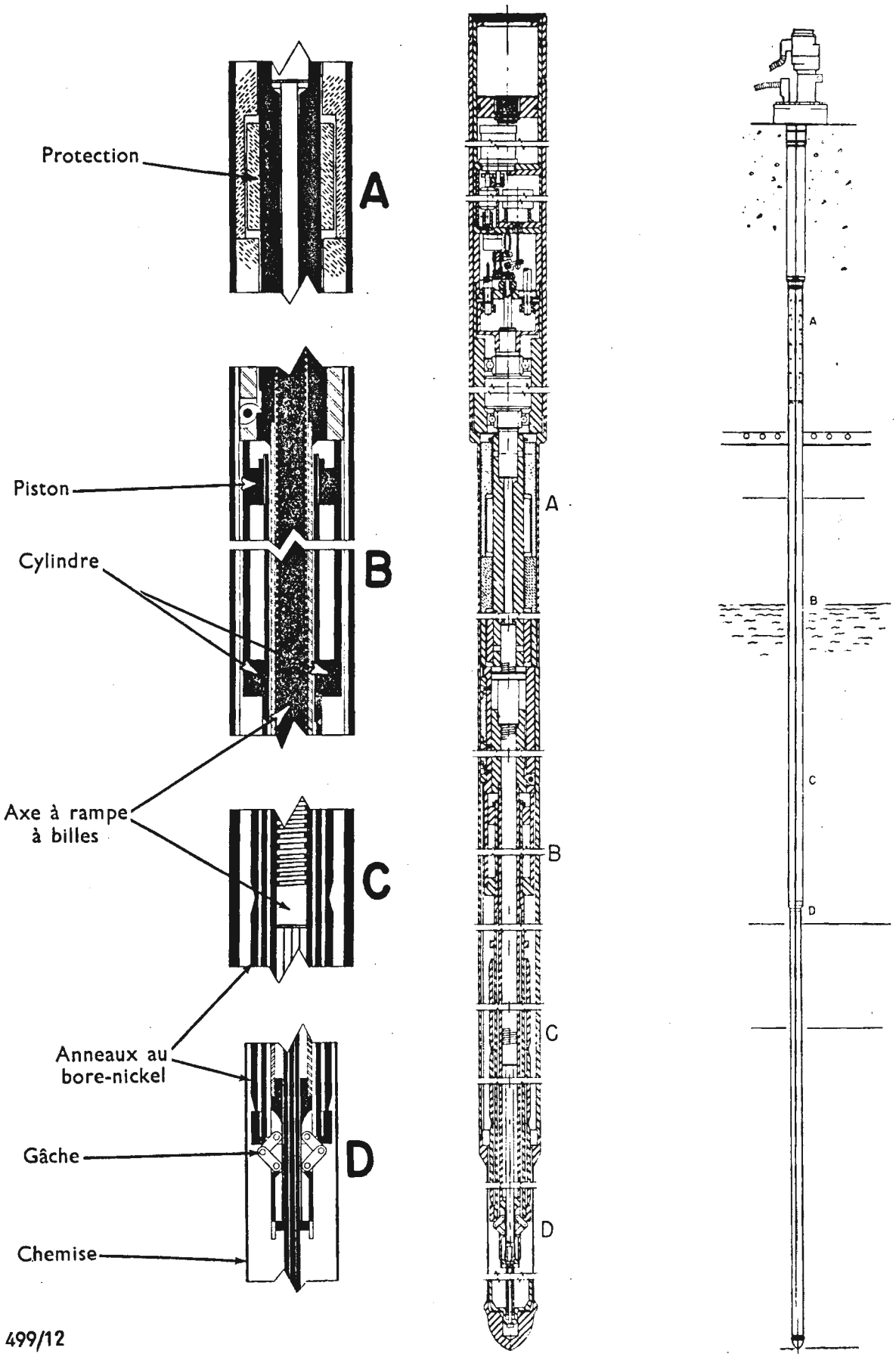


Figure 12. — Barre de sécurité.

pas le même problème de transfert de chaleur que pour les barres de réglage, parce que leur introduction dans le cœur amène toujours l'arrêt de la pile. Un espace plus large, en forme de couronne cylindrique, ayant en moyenne 0,125 pouce (3,2 mm), existe entre les anneaux en nickel-bore et la chemise en acier inoxydable. Ceci a l'avantage supplémentaire de réduire la possibilité d'un contact par suite d'un mauvais alignement quand les barres tombent. On utilise également dans ce chemisage de l'hélium gazeux sous une pression relative de 16 livres par pouce carré (1,1 kg/cm²).

VII. AUTRES PARTIES DU CŒUR

Le cœur de SRE est conçu pour qu'il y ait, dans l'ensemble du ralentisseur, 43 tubes axiaux susceptibles de recevoir les cartouches actives. En outre, il dispose, aux angles des boîtes à graphite, de 17 canaux susceptibles de recevoir des barres de réglage ou de sécurité, ou des cartouches de tel autre type, suivant le cas. On a prévu 31 cartouches de combustible pour assurer la taille critique, bien que des cartouches supplémentaires puissent être chargées dans les 12 canaux restant, si nécessaire. Cela donne une certaine souplesse, mais nécessite l'emploi de cartouches factices pour les canaux sans charge de combustible. Les cartouches factices remplacent le réfrigérant par une substance jouant le rôle de ralentisseur et empêchent la pénétration dans la chambre supérieure d'un courant de sodium qui n'aurait pas été chauffé. De la même manière, les canaux d'angle qui ne contiennent pas de barres de réglage ou de sécurité — au nombre de 9 — sont bouchés avec des barres factices ou des barres d'emploi spécial d'une certaine nature.

Les cartouches factices destinées aux canaux de chargement sont des cylindres de graphite gainés en tôle de zirconium, suspendus par des tiges d'attache aux fiches du bouclier supérieur exactement comme les cartouches actives elles-mêmes. Le gainage en zirconium donne aux cartouches factices le diamètre extérieur de 2 $^1/_2$ pouces (63,5 mm) et correspond à toute la hauteur du cœur et des deux réflecteurs supérieur et inférieur. Elles sont munies d'un tube de ventilation qui court le long de la tige de suspension jusqu'à l'atmosphère d'hélium au-dessus du sodium. Ces cartouches exigent un dispositif spécial, consistant en un bouchon alourdi qui pend sous la gaine en zirconium, grâce à un joint flexible, et prend place sur le bord supérieur de l'embase des boîtes à graphite. Mis à part le sodium qui passe à travers un petit orifice taraudé dans l'épaisseur de ce bouchon, le débit en provenance de la chambre d'injection principale est effectivement arrêté. L'ensemble bouchon est en acier inoxydable type 304 et a une longueur suffisante pour assurer l'étanchéité à une pression de 8 livres par pouce carré (0,56 kg/cm²) dans la chambre inférieure, sans nécessiter un joint mécanique.

Les barres factices pour canaux d'angle sont construites de la même manière, mais n'exigent plus de bouchon inférieur puisque ces canaux débouchent seulement au-dessus de la grille dans la chambre à basse pression qui distribue le sodium de refroidissement du ralentisseur. Le débit du sodium dans ces canaux sera ajusté à la vitesse d'échauffement, de façon que la température de sortie dans la chambre supérieure soit approximativement la même que celle des autres canaux qui s'ouvrent dans cette chambre.

Un type spécial de cartouche employé dans un canal d'angle est la source de neutrons. Selon les plans, cette source consiste en une colonne de cylindres de béryllium suspendus à un tube de $^5/_8$ de pouce (15 mm) de diamètre extérieur attaché à une fiche du bouclier supérieur. Ces cylindres de béryllium ont le même diamètre que les barres factices et s'étendent en hauteur sur la totalité des 6 pieds (183 cm) du cœur. Un petit cylindre en antimoine de $^1/_4$ de pouce de diamètre (6,35 mm) et d'un pouce (25,4 mm) de hauteur enfermé dans une capsule protectrice de graphite est suspendu à un tube d'acier introduit à l'intérieur du tube-support du béryllium. La capsule de graphite contenant l'antimoine est scellée à la base du tube intérieur et placée au centre du cœur. Cet antimoine sera activé dans une autre pile avant d'être placé dans SRE. On en attend une activité de 18 curies, et une production d'environ 5×10^7 neutrons par seconde par réaction (γ, γ_1) sur le béryllium. Ce dispositif permet, éventuellement, le remplacement de l'antimoine, mais il sera continuellement activé, pendant le fonctionnement de SRE. Bien qu'une quantité moindre de béryllium puisse être utilisée sans diminution notable du taux de production des neutrons, le dispositif ainsi conçu présente l'avantage appréciable d'être simple.

VIII. APPAREILLAGE DE LA PILE

Dans le but de connaître les températures du courant de sodium servant à refroidir le ralentisseur, deux canaux d'angle ont reçu des barres spéciales contenant des thermocouples dont les soudures se trouvent à diverses hauteurs dans le cœur. Ces barres sont de conception assez semblable à celle de la source de neutrons. Chaque barre destinée à la mesure des températures se compose d'une colonne de cylindres de béryllium suspendus à un tube en acier inoxydable attaché à une fiche du bouclier supérieur. Tous les thermocouples sont enfermés à l'intérieur du tube-support et sans aucun contact avec le sodium liquide.

A part les thermocouples des barres spéciales précédentes et ceux qui passent dans les tiges de suspension des cartouches actives, on n'a prévu aucun autre moyen de mesurer les températures dans le cœur. De nombreux thermocouples sont disposés cependant en divers endroits pour mesurer les températures du bouclier thermique, de l'enceinte externe, du béton de fondation et du bouclier supérieur.

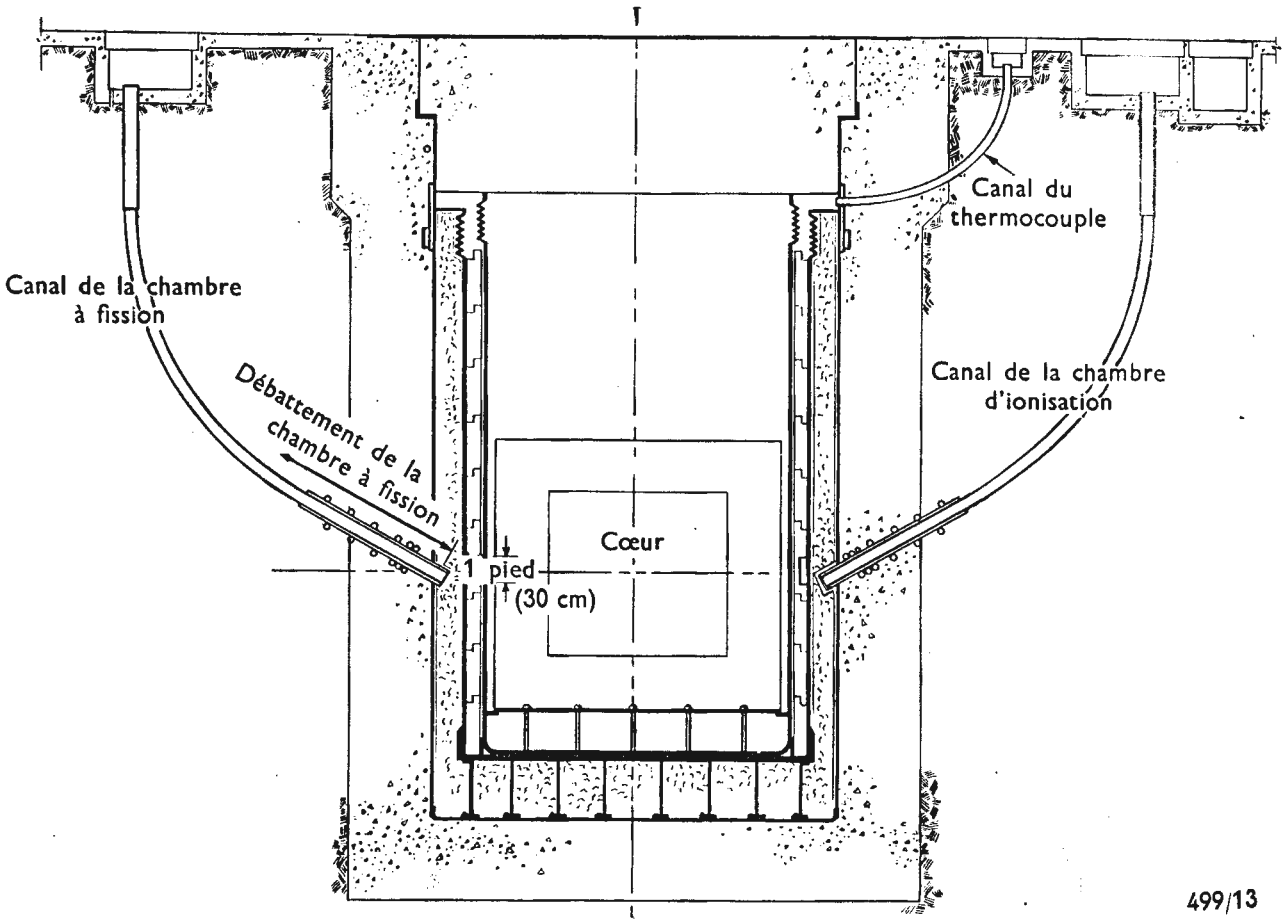


Figure 13. — Emplacement des chambres de fission et d'ionisation.

Quelque 18 fiches fixées au bouclier supérieur ne sont pas situées au-dessus et ne correspondent pas à des canaux de chargement ou des canaux d'angle.

Deux d'entre elles servent pour des indicateurs de niveau du sodium qui plongent dans le bassin supérieur. Ces indicateurs sont formés en principe d'un élément chauffant du type tubulaire auquel des thermocouples sans gaine d'acier inoxydable sont fixés à diverses hauteurs. Le niveau du sodium peut être approximativement indiqué par enregistrement des températures lorsque cet appareil est chauffé électriquement.

Pour déterminer la valeur du flux de neutrons, on dispose de 8 chambres de détection qui peuvent être descendues contre le cuvelage général dans des positions réparties dans le plan médian de la pile. La figure 13 montre comment la disposition des conduits permet l'insertion des chambres à partir de puits dans le plancher du hall de la pile. Il y a, de chaque côté de la pile, quatre conduits, munis d'une protection à leur extrémité inférieure. Au total, deux chambres de fission et six chambres d'ionisation peuvent être introduites. Avant le démarrage de la pile, la source de neutrons placée au centre du cœur fournit assez de neutrons pour permettre une lecture dans les chambres de fission. L'opérateur utilisera ces chambres dans la montée jusqu'à une puissance de 3 kW. Trois chambres d'ionisation compensées aux rayons gamma servent à mesurer le flux et la période entre 3 kW et la pleine puissance. Les trois autres ne sont pas compensées et servent à mesurer le flux entre 30 kW et la pleine puissance. L'une de ces dernières donne un signal de régulation automatique du flux à un niveau constant, en commandant les barres de réglage. Les autres chambres sont insérées dans les chaînes de sécurité : elles font tomber les barres de sécurité en cas de dépassement du flux ou de période trop courte. Pour des puissances supérieures à l'intervalle d'utilisation des chambres de fission, ces dernières sont retirées du voisinage du cuvelage général à des positions où le flux est assez faible pour ne pas les endommager. Les tubes à chambres de fission ou d'ionisation sont refroidis à leur extrémité inférieure par une tuyauterie à circulation de toluène. Ce dispositif évite de faire fonctionner les chambres aux températures du sodium primaire.

IX. CUVE CONTENANT LE CŒUR

La grande cuve contenant le cœur de la pile SRE est épaisse de $1\ ^1/_2$ pouce (37,5 mm) et est constituée par de l'acier inoxydable type 304. La cuve n'a pas d'ouverture au-dessous du sommet des boîtes à graphite. Le tuyau de sortie du circuit auxiliaire est situé juste au-dessus du niveau du graphite

et le tuyau d'admission auxiliaire se trouve à 1 pied environ (30 cm) au-dessus. Une rupture dans ce circuit, dans la tuyauterie du circuit primaire auxiliaire, ne peut pas abaisser le niveau du sodium dans la cuve de la pile au-dessous de la conduite principale de sortie. Les ouvertures des entrée et sortie principales, de l'entrée du réfrigérant du ralentisseur, de la conduite de vidange de la cuve et des tuyaux de ventilation pour la cuve de la pile sont toutes situées à près d'un pied au-dessus du sommet du graphite. Des ruptures dans une quelconque de ces conduites laisseraient les boîtes à graphite immergées dans le sodium et la boucle auxiliaire primaire en état de fonctionner. Les tuyaux d'amenée du circuit principal, du circuit auxiliaire et du circuit de refroidissement du graphite sont à double paroi pour assurer leur isolement thermique par rapport au bassin supérieur à sodium. De l'hélium remplit l'espace annulaire entre les tuyaux.

Au sommet de la cuve de la pile se trouvent de grands soufflets permettant la dilatation verticale. Ils ont environ 18 pouces (45 cm) de hauteur, sont en acier inoxydable type 321, avec une épaisseur de 0,10 pouce (2,5 mm). Un boudin soudé près du fond de la cuve du cœur supporte la grille en acier inoxydable 304, épaisse de 1 $^1/_4$ pouce (31,5 mm). De plus, la grille est soutenue par des tirants disposés en trois couronnes circulaires. Le cercle intérieur de tirants est soudé au fond de la cuve pour assurer à la grille une résistance suffisante, au cas où se produirait une surpression dans la chambre principale d'alimentation.

Pour réduire les contraintes thermiques provoquées par une mauvaise distribution éventuelle de la température du sodium s'élevant vers le bassin supérieur où les températures s'égalisent, on a ajouté un revêtement intérieur. Il est en acier inoxydable type 304, d'une épaisseur de $^1/_4$ de pouce (6,35 mm), et laisse stagnante une couche de sodium de 2 $^1/_2$ pouces (6,7 cm) contre la surface intérieure de la cuve de la pile. Une collerette soudée à la fois à la cuve contenant le cœur et à ce revêtement, juste au-dessus du niveau du graphite, en assure le support. Cette collerette est percée de petits trous d'égouttage qui assurent l'évacuation du sodium. Ce revêtement porte sur une hauteur allant de 24 pouces (61 cm) au-dessus de la grille jusqu'à la partie supérieure de la cuve.

Pour centrer et supporter le graphite dans un plan horizontal, une frette de 6 pouces de haut (15,2 cm), épaisse de $^1/_4$ de pouce (6,35 mm), est placée à la surface intérieure du revêtement intérieur, à la hauteur des plaques de centrage. Elle est en acier inoxydable type 405, comme ces plaques. Elle est supportée et centrée dans le cœur au moyen de goujons soudés à sa surface extérieure, pénétrant suivant un rayon dans des trous taraudés dans la cuve. Les plaques de centrage des prismes de graphite sont fixées dans leur position au moyen de douze barres rectilignes en acier inoxydable type 405 montées sur la frette. On dispose des moyens mécaniques nécessaires pour ajuster ces barres radiales à l'intérieur, de façon qu'elles maintiennent bien les plaques de centrage en position et assurent le jeu convenable au moment de l'assemblage. L'acier inoxydable type 405 a été choisi pour constituer ces organes à cause de son faible coefficient de dilatation. Cette caractéristique permet de réduire au minimum l'épaisseur du sodium qui s'introduit entre les boîtes en zirconium lorsque la température de la pile s'élève. Cette disposition, enfin, assure la rigidité du ralentisseur et du réflecteur, et leur mise en place correcte au-dessous du bouclier de protection.

X. ENCEINTE EXTERNE ET BOUCLIER THERMIQUE

L'enceinte externe est à fond plat et constituée par un alliage d'acier à faible teneur. Son diamètre est de 12 $^1/_2$ pieds (371 cm) et sa hauteur de 19 pieds (580 cm), l'épaisseur de la paroi latérale est de $^1/_4$ de pouce (6,35 mm) et celle du fond de 2 $^1/_2$ pouces (6,1 cm). Le fond supporte la cuve de la pile et le bouclier thermique qui est logé dans l'espace annulaire compris entre cette enceinte et la cuve. Au sommet de l'enceinte externe se trouve une pièce intermédiaire contenant un soufflet du type 321, analogue à ceux de la cuve. Ce soufflet constitue un joint étanche pour l'hélium gazeux emplissant l'espace compris entre les deux récipients. Cet hélium est à une pression nominale relative de 3 livres par pouce carré (0,2 kg/cm^2), égale à celle de l'atmosphère d'hélium surmontant le sodium dans la cuve. L'espace disponible dans la région annulaire entre les récipients est tel que le niveau du sodium ne puisse baisser de plus de 3 pieds (91 cm) au cas où la cuve se mettrait à perdre. Cette sécurité, qui assure la permanence du refroidissement du sodium passant dans le cœur, est la fonction essentielle de l'enceinte externe.

Le fond plat de cette cuve repose sur un groupe de 4 cylindres concentriques de 21 pouces (53 cm) de haut en un alliage d'acier à faible teneur. Ces cylindres reposent à leur tour sur des plaques circulaires, fixées au fond du cuvelage de la cavité par des tire-fond scellés dans le massif de béton. Ces supports cylindriques ne sont soudés ni aux plaques de support ni à la cuve externe; le long de la surface de contact, donc, nécessairement, il ne se produira aucune contrainte thermique résultant de la variation de température de 400 °F (220 °C) que subissent ces cylindres au cours du fonctionnement normal. Les trois cyclindres internes ont une épaisseur de $^1/_4$ de pouce (6,35 mm), mais le cylindre extérieur a $^1/_2$ pouce d'épaisseur (12,7 mm). Ce dernier assure aussi le centrage de l'enceinte externe sur le massif de béton, au moyen de boudins étroits soudés à la surface externe du cylindre, en dessous et en dessus. Ces boudins sont usinés de façon à présenter des encoches radiales qui s'ajustent sur des taquets soudés à la plaque de support extérieure et au fond de l'enceinte externe.

Cette disposition ne permet que les déplacements radiaux et assure la fixité de l'axe de cette cuve, en dépit de tout cyclage thermique survenant en cours de fonctionnement. Le même principe est employé pour assurer le centrage de la cuve par rapport à l'enceinte externe : on utilise une jupe directement soudée au fond de la cuve et munie de rainures fraisées recevant des taquets soudés à la face supérieure du fond de l'enceinte externe.

Le bouclier thermique, en acier doux (acier à faible teneur de carbone), se compose de 7 anneaux assemblés par des joints. Sa hauteur totale est de 19 pieds (580 cm). Ces anneaux, épais de 5 $^1/_2$ pouces (14 cm), ne sont pas soudés entre eux et l'anneau inférieur repose simplement sur le fond de l'enceinte externe et y est centré par des taquets. Toute la chaleur engendrée dans le bouclier thermique et dans les matériaux qui ont servi à construire la cuve et l'enceinte est pratiquement extraite par le sodium coulant lentement le long de la surface interne du revêtement de la cuve. Le flux de chaleur maximum ainsi produit est estimé à 3 000 Btu par heure et par pied carré (8 000 kcal/m²/h), dont seulement 100 Btu par heure et par pied carré (271 kcal/m²/h) traversent par conduction l'isolant thermique jusqu'au cuvelage général.

XI. DISPOSITIF CALORIFUGE, CUVELAGE DE LA CAVITÉ, FONDATIONS

La région comprise entre l'enceinte externe et le cuvelage de la cavité, d'environ 12 pouces d'épaisseur latérale (30 cm) et 23 pouces (58 cm) d'épaisseur au fond, est remplie de blocs d'isolant thermique Superex. C'est un produit commercial essentiellement composé de silices de diatomées calcinées et d'amiante. Dans le but de réduire les poussières pendant l'installation et après son achèvement, les blocs de Superex étaient revêtus de silicate de sodium. Dans la région annulaire latérale, l'isolant est monté sur des fils de support tendus sur des pitons soudés à l'intérieur du cuvelage général. De l'azote sous une pression relative de 3 livres par pouce carré (0,2 kg/cm²) constitue l'atmosphère de cette région, lors du fonctionnement.

Afin de chauffer la cuve lors du remplissage du sodium, des éléments chauffants tubulaires sont disposés au-dessous de l'enceinte externe contre les supports cylindriques. En outre, en même temps, on prévoit l'emploi de tubes chauffants suspendus à des petits pitons spéciaux fichés dans le bouclier supérieur. Ces tubes pénétreront dans les canaux de chargement du cœur de la pile. Aucun autre chauffage n'est nécessaire dans la pile. Les tubes placés à la partie inférieure de l'enceinte sont considérés comme nécessaires pour réduire les contraintes thermiques que provoquerait l'emploi des seuls tubes suspendus.

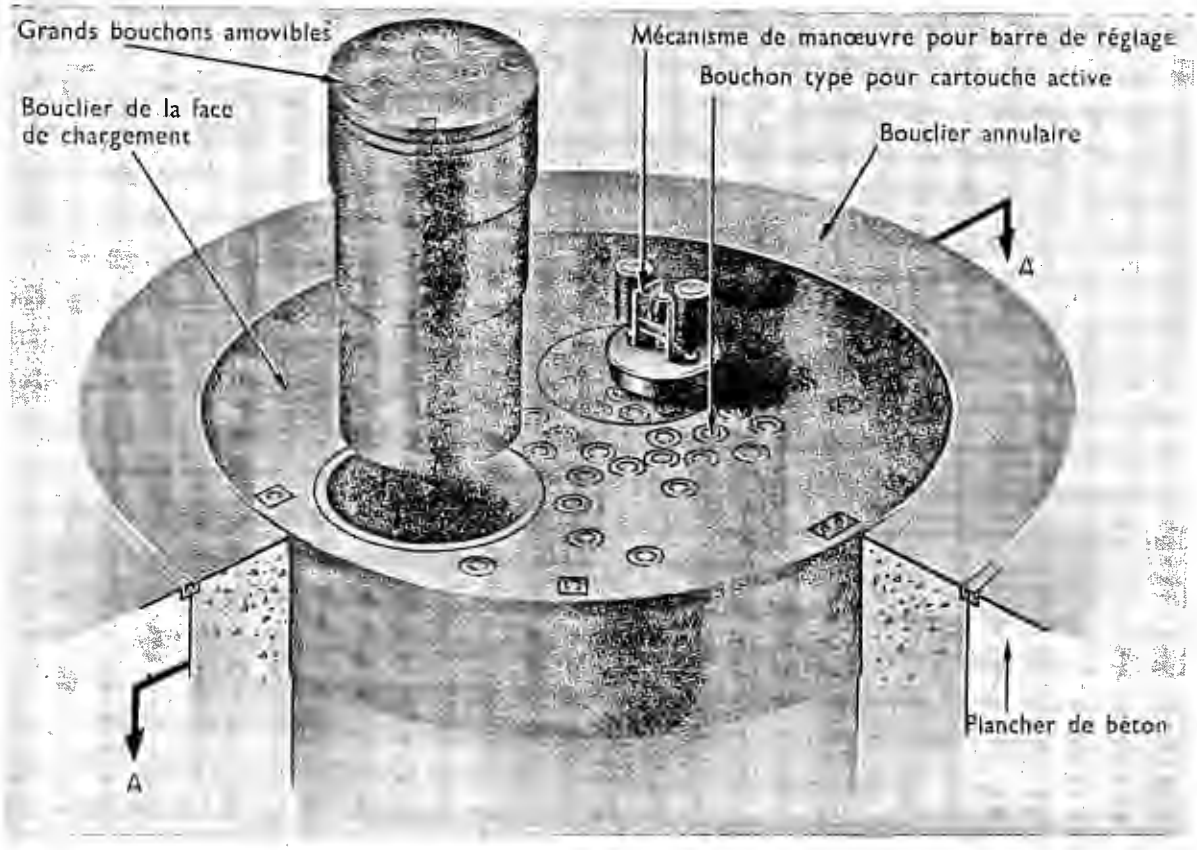
Le cuvelage de la cavité est en acier doux (faible teneur en carbone) de 1 pouce (25 mm) au fond et 4 $^1/_4$ pouce (0,64 cm) pour la paroi latérale. On a fixé 28 tubes d'acier standard de 1 pouce (25 mm) à la surface extérieure, pour le refroidir. Dans le fond, où la charge thermique est plus élevée, à cause de la conduction dans les supports cylindriques, ces tubes assurent par leur disposition un bon refroidissement et permettent d'éviter les contraintes thermiques excessives. On a déjà indiqué que le cuvelage général est fixé au massif de béton par des tire-fond. Les ouvertures ménagées dans ce cuvelage pour ces tire-fond sont remplies de soudure pour assurer l'étanchéité.

Sous le cuvelage général, on trouve 4 pieds (121,9 cm) de béton armé damé et à base de grès, et latéralement, autour du cuvelage général, un cylindre de béton armé de 3 pieds d'épaisseur (91 cm). La production maximum de chaleur par rayonnement nucléaire dans ce béton est estimée à 50 Btu par heure et par pied carré (136 kcal/m²/h). Cette chaleur est aisément évacuée par la surface refroidie offerte par le cuvelage général, sans entraîner une montée de température excessive dans le béton. Également, du béton est coulé autour de prolongements spéciaux soudés au cuvelage général, dans la région des canalisations de sodium, à l'entrée des deux tuyauteries primaires. Ces tuyauteries doivent fonctionner sous une pression d'azote égale à quelques pouces de H_2O. Les diaphragmes qui assurent l'isolement étanche de ces galeries doivent donc pouvoir supporter une différence de pression d'environ 3 livres par pouce carré (0,2 kg/cm²), et ils sont soudés au cuvelage général et disposés de façon à avoir la souplesse requise pour supporter les dilatations thermiques.

XII. BOUCLIER SUPÉRIEUR DE PROTECTION

Le béton des blocs de protection des tuyauteries primaires du bouclier de protection annulaire et du bouclier tournant sont en agglomérés à base de minerai de fer du type « magnétite ». Ce minerai a une densité d'environ 4,6 et les proportions du mélange conduisent finalement à une densité de béton de 3,6 environ. Tous les boucliers de protection précédents emploient 6 pieds (183 cm) de ce béton dense. Le bouclier annulaire a 15 pieds (458 cm) de diamètre extérieur et 11 $^1/_2$ pieds (336 cm) de diamètre intérieur à sa partie supérieure. Il est logé dans une forme en acier inoxydable type 405 et son poids est de 60 tonnes environ. Un joint étanche au Cerrobend, alliage commercial à bas point de fusion, coulé dans un auget convenable du plancher, empêche les gaz de s'infiltrer entre ce bouclier annulaire et le massif de béton qui l'entoure.

Le bouclier tournant est aussi enfermé dans de l'acier inoxydable type 405 et pèse au total 75 tonnes environ, tous les bouchons étant en place. La plaque supérieure d'acier inoxydable de ce bouclier ne doit pas nécessairement être soudée aux nombreux fourreaux qui le traversent verticalement, mais les plaques inférieures et latérales sont liées par des



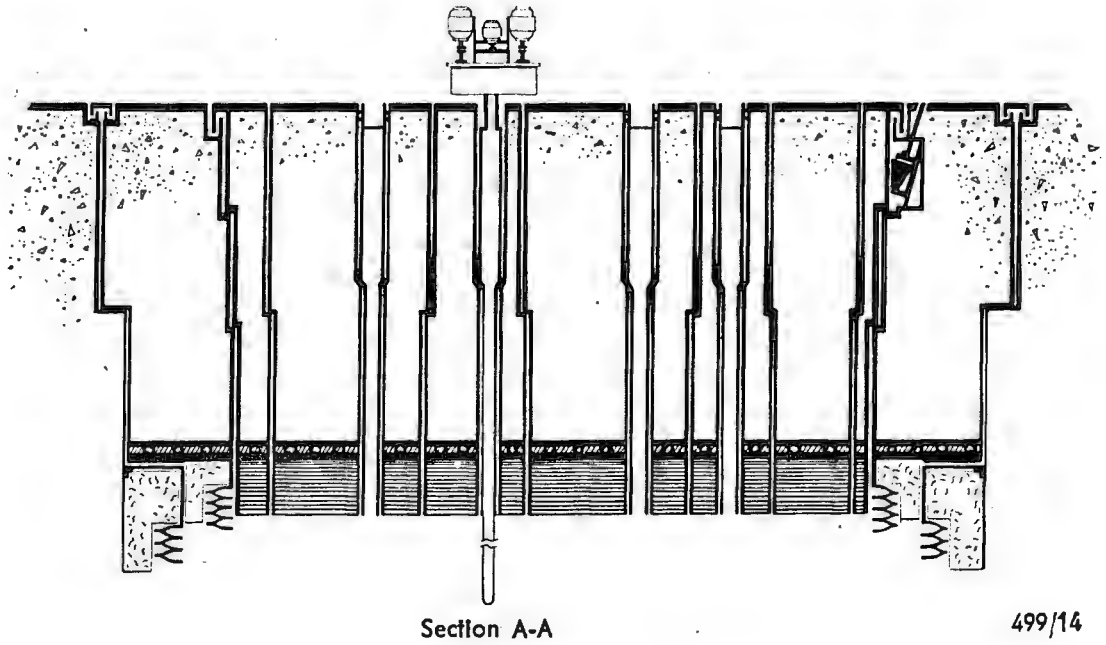


Figure 14. — Bouclier supérieur de SRE.

soudures étanches, puisque ces surfaces sont en contact avec l'hélium et la vapeur de sodium. Il existe au total 81 petits bouchons traversant ce bouclier. En outre, trois bouchons sont plus grands : deux d'entre eux ont 40 pouces (102 cm) environ de diamètre et l'autre, 20 pouces (51 cm). Tous les trois sont situés de telle sorte qu'ils permettent d'accéder à chaque boîte à graphite et de la retirer du cœur, sous réserve que le bouclier est tourné jusqu'à une position convenable et que l'un de ses bouchons ait été retiré. Pour effectuer ces opérations, il est nécessaire de faire fondre l'alliage Cerrobend, logé dans l'assemblage à mortaise et à tenon pratiqué sur l'arête extérieure du bouclier tournant. Pour faire tourner ce bouclier, il faut le soulever d'environ $^1/_2$ pouce (13 mm) au moyen d'un palan du pont roulant. Trois rouleaux faisant corps avec le bouclier servent à le centrer à tout moment. La figure 14 montre certains des aspects de ce bouclier.

On estime à 1 000 Btu par heure et par pied carré (2 700 kcal/m²/h) la quantité de chaleur reçue par la face inférieure de ce bouclier. Quatre-vingt-cinq pour cent environ sont dus au rayonnement thermique du sodium chaud du bassin mélangeur. Cet effet est réduit par l'emploi d'un dispositif isolant formé de feuilles minces en acier inoxydable empilées horizontalement et suspendues au bouclier. Treize de ces feuilles, de $^1/_{32}$ de pouce ($^8/_{10}$ de mm) d'épaisseur et distantes de $^3/_4$ de pouce (19 mm), sont ainsi rassemblées en un certain nombre de sections. Cet assemblage de plaques utilisé comme bouclier contre le rayonnement thermique n'est pas étanche aux gaz et permettra une certaine condensation du sodium sur le fond étanche du bouclier tournant. Ce fond étanche, en acier inoxydable type 405, a 1 pouce (25,4 mm) d'épaisseur. A sa surface supérieure, il est en contact thermique avec une couche de $1\ ^1/_4$ pouce (30 mm) de plomb dans laquelle sont noyés des tubes où circule du toluène. Immédiatement au-dessus de cette couche de plomb, une plaque d'acier doux épaisse de 1 pouce (25,4 mm) fait office d'écran thermique supplémentaire contre les rayonnements nucléaires. A partir de la surface de cette plaque, du béton lourd s'élève jusqu'à la surface supérieure du bouclier tournant, mais sans comprendre d'autres tuyaux de refroidissement. Normalement, la base du bouclier se trouve à température légèrement plus élevée que le courant de toluène, et peut atteindre environ 140 °F (60 °C). Si, après un long fonctionnement, une quantité suffisante de sodium se condense sous le bouclier pour mettre hors service, au point de vue thermique, quelques-unes des plaques d'acier inoxydable qui font écran au rayonnement thermique, un accroissement possible de température par réduction du débit de toluène peut amener la fusion de ce sodium. A ce moment, les contraintes dans les fourreaux par où passent les bouchons atteignent leur maximum puisque la plaque inférieure formant joint se dilate suivant les rayons. Dans le projet, ces inconvénients demeurent acceptables, mais ils ont imposé le choix d'un acier inoxydable à faible coefficient de dilatation et l'emploi de manchons de rattrapage placés à l'extrémité inférieure des fourreaux pour éviter dans cette région leur cisaillement par le béton.

Tous les bouchons placés sur le bouclier tournant et déjà mentionnés ont des décrochements qui permettent d'éviter la sortie directe du rayonnement. Les décrochements servent en même temps de supports mécaniques. La vapeur de sodium diffuse librement dans la couronne cylindrique qui se trouve entre chaque bouchon et son fourreau, mais elle doit se condenser dans la région froide proche de la base du bouclier. Dans tous les cas, le joint définitif, étanche aux gaz, se compose de deux joints toriques comprimés entre le bouchon et le fourreau près de la surface supérieure du bouclier. A titre de précaution supplémentaire, une troisième garniture, comprimée par un anneau de maintien, fait corps avec la collerette supérieure de chaque bouchon; cette garniture permet de procéder à l'entretien sans qu'il soit nécessaire de sortir le bouchon. Cet anneau de maintien est employé pour tous les bouchons et assure en outre leur verrouillage en position.

XIII. HOTTE DE MANUTENTION

Le défournement de toute cartouche nécessite l'emploi d'une hotte protégée, spécialement conçue. Elle est transportée par le pont roulant, à volonté, en tout point du hall de la pile. Dans SRE, pour défourner une cartouche, la hotte est placée au-dessus du bouchon correspondant. Les fils électriques et l'anneau de maintien avec sa garniture sont retirés en premier lieu. Un mécanisme à air comprimé intérieur à la hotte oblige alors un cylindre à descendre verticalement pour appliquer un joint torique au sommet du fourreau du bouchon. Une large jupe protectrice en plomb est descendue grâce à un dispositif à air comprimé, sur la surface du bouclier supérieur. Un sas à gaz disposé à l'extrémité inférieure de la hotte, au point où le joint avec le fourreau a été réalisé, est alors vidé par pompage, puis rempli d'hélium purifié sous une pression relative de 3 livres par pouce carré (0,2 kg/cm²) (pression de l'atmosphère de la cuve). Ce sas est alors mis en communication avec l'atmosphère intérieure de la hotte (3 livres par pouce carré d'hélium = 0,2 kg/cm²) et un mécanisme à verrou descend et saisit la tête du bouchon correspondant à la cartouche que l'on veut défourner. Par le mouvement inverse, le bouchon est tiré avec sa cartouche dans la hotte. Un mécanisme séparé fait alors tourner l'ensemble tout entier qui achève l'opération de levage et présente une nouvelle cartouche dans l'axe au-dessus du fourreau. Les opérations s'effectuent alors en sens contraire : la cartouche est descendue à sa place, le mécanisme à verrou est désarmé, le dispositif de levage est tiré dans la hotte, la communication entre le corps de la hotte et le sas à gaz est obturée, la jupe de plomb est relevée, le joint entre sas et fourreau est retiré. La hotte est alors prête à transporter la cartouche

irradiée aux installations de nettoyage ou au magasin, à l'autre extrémité du hall de la pile.

Cette hotte a 35 pieds (1 070 cm) de hauteur totale et pèse 50 tonnes, son épaisseur maximum de plomb, de 9 pouces (22,8 cm) à la base, est réduite au sommet à $^1/_2$ pouce (1,3 cm). Aucune précaution spéciale n'est prise pour évacuer la chaleur de la hotte, si ce n'est l'utilisation d'une soufflante qui fait circuler de l'air entre la jupe de plomb et le corps de la hotte. Les déplacements mécaniques dans la hotte sont réalisés au moyen de moteurs extérieurs qui entraînent des arbres dont l'étanchéité au passage à travers la paroi de la hotte est assurée par des joints toriques lubrifiés. On envisage, par la suite, la construction d'une autre hotte, spécialement conçue pour le remplacement des boîtes à graphite. Cette hotte sera manipulée avec le même pont roulant : des jeux de rails ont été prévus pour la mise en dépôt de l'une ou l'autre ou des deux hottes. Leur entretien s'effectuera aussi à l'emplacement de dépôt, ce qui permettra d'utiliser dans le hall de la pile le pont roulant simplement muni de son palan d'usage général. La hotte destinée au défournement des boîtes aura évidemment un diamètre plus large et une hauteur moins grande, mais l'épaisseur de plomb qu'elle exigera ne sera que de 5 pouces (12,7 cm).

XIV. INSTALLATIONS DE NETTOYAGE, DE DÉPOT ET D'EXPÉDITION

Lorsqu'on retire une cartouche du bain de sodium de la cuve, un peu de sodium reste collé sur sa paroi extérieure. Une installation spéciale est prévue près de l'extrémité du hall de la pile pour ôter ce sodium normalement radioactif. Cette installation comprend trois cellules de nettoyage composées chacune d'un tube d'acier placé en sous-sol et muni de six pommes d'arrosage. La cartouche à nettoyer est introduite par la hotte de défournement dans la cellule de nettoyage. Le bouchon de la cartouche assure la fermeture du fourreau de la cellule de nettoyage et la protection contre les rayonnements. Une fine aspersion d'eau élimine le sodium. Des expériences ont établi que cette technique était efficace et sans excessif dégagement de chaleur. Après l'aspersion, les cartouches sont laissées dans la cellule remplie d'eau où elles trempent pendant environ 15 minutes. On vidange l'eau dans le système d'évacuation des effluents liquides et la cellule est asséchée. Ensuite, de l'hélium est admis dans la cellule, car il permet le transfert de chaleur de la cartouche irradiée et empêche la contamination de l'atmosphère de la hotte lorsque la cartouche est amenée à un autre emplacement.

Pour la mise en dépôt du combustible ou d'autres cartouches irradiées, on dispose de 96 tubes-magasin. Chaque tube est en acier doux, d'un diamètre de 4 pouces (10 cm), long de 25 $^1/_2$ pieds (795 cm) et bouché à l'extrémité inférieure. Ces tubes sont verticaux et entourés à leur partie supérieure d'une épaisseur de 2 pieds (61 cm) de béton dense; ils s'ouvrent au niveau du plancher du hall de la pile. Les bouchons des cartouches entreposées assurent la protection complémentaire de cette région. On doit employer des bouchons spéciaux de protection pour les tubes-magasin vides, pour éviter que les rayonnements diffusés dans le hall n'aient une intensité excessive. Dans le but d'évacuer la chaleur de désactivation des cartouches actives irradiées, un tuyau de refroidissement est soudé à la surface externe de chaque tube-magasin. Ce tuyau de refroidissement part d'un collecteur de toluène voisin du niveau du sol, descend, entoure le tube-magasin et ressort du tube « enterré ». Ce magasin est nécessaire, non seulement pour le combustible consommé, mais aussi pour entreposer toutes les cartouches normalement suspendues dans le cœur de la pile SRE, à tout moment où il peut être nécessaire de manœuvrer le bouclier tournant.

Ces tubes-magasin peuvent servir à toutes les cartouches provenant du cœur de la pile SRE, mais ne sont pas adaptés au format des boîtes à graphite. Trois tubes plus larges de 20 pouces de diamètre (51 cm) sont disposés sous le plancher pour entreposer ces boîtes, si nécessaire. Les trois cellules de nettoyage sont conçues aussi de telle sorte qu'on peut les utiliser facilement pour y nettoyer de leur sodium les boîtes à graphite.

Aucune disposition n'a été prise pour le traitement chimique du combustible de la pile SRE. Les cartouches sont démontées dans la salle spéciale pour les hautes activités et transportées jusqu'à des caisses de manutention spécialement conçues, grâce à la hotte. Une fosse creusée dans le plancher du hall est prévue pour loger les caisses à combustible pendant les opérations de chargement.

XV. CANALISATIONS A SODIUM ET VANNES

La figure 15 présente un schéma simplifié du circuit de refroidissement de la pile SRE. Tous les tuyaux sont en acier inoxydable type 304 avec des soudures contrôlées à 100 pour cent par radiographie. Des anneaux de refoulement du type consommable sont employés partout où faire se peut. Les tuyaux du circuit principal, de module 40, ont 6 pouces (15,2 cm) de diamètre, et, pour le circuit auxiliaire, de module 40, ont 2 pouces (5 cm) de diamètre. L'élasticité qui permettra d'encaisser les dilatations thermiques est réalisée par des coudes. Les vitesses nominales du sodium dans les circuits principal et secondaire sont respectivement de 13 pieds/s et 5 $^1/_2$ pieds/s (3,95 m/s et 1,67 m/s). Les pertes de charge totales prévues dans tous les organes sont de 17 et 7 livres par pouce carré (1,2 et 0,5 kg/cm^2), respectivement dans les circuits primaires principal et auxiliaire, et 36 et 17 livres par pouce carré (2,5 et 1,2 kg/cm^2) dans les circuits secondaires principal et auxiliaire. Dans le but de chauffer le circuit et les cuves, dans le système de refroidissement de sodium, des éléments chauffants tubulaires

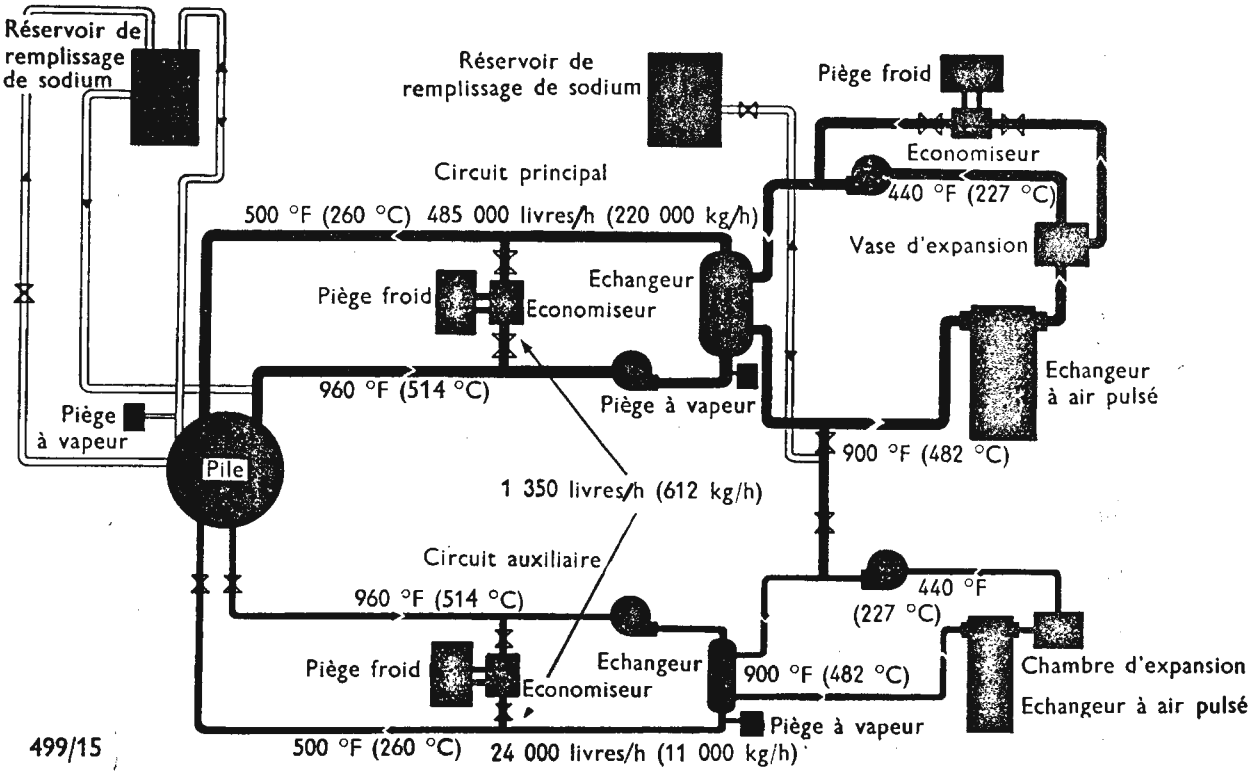


Figure 15. — Schéma de circulation du sodium pour le refroidissement de SRE.

et un isolant thermique ont été disposés sur toutes les surfaces. Un câble de détection de fuite du sodium est placé sur la paroi inférieure des tubes et des cuves. Des instruments, tels que thermocouples, débitmètres électromagnétiques, manomètres, sont installés pour indiquer toutes les caractéristiques du circuit de sodium pendant le fonctionnement. Des indicateurs de niveau sont prévus pour les réservoirs de remplissage et les cuves d'expansion.

Des tuyaux de ventilation sont branchés sur le circuit à sodium pour permettre le remplissage au sodium et assurer la possibilité d'une régulation de la pression de gaz au-dessus de la surface du sodium dans chaque chambre d'expansion. La cuve qui contient le cœur de la pile sert de réservoir d'expansion des circuits primaires. Par suite, le niveau du sodium qui se trouve au-dessus du cœur dépend de la température du sodium. Dans l'intervalle de température utilisé au cours du fonctionnement, ce niveau de sodium variera d'environ $^1/_2$ pied (15 cm). Le réservoir de remplissage du circuit primaire, qui est vide quand le sodium est dans la pile, est relié à la cuve qui contient le cœur par un tube de ventilation ouvrant à l'air libre et joue un rôle de lest pour éviter de grandes variations de pression dues à des changements de température ou de niveau du sodium. Les circuits secondaires, principal et auxiliaire, ont chacun un réservoir d'expansion qui assure la régulation de la pression gazeuse et permet aussi, dans le circuit secondaire, une pression de sodium plus élevée que dans le circuit primaire. Ainsi, si une fuite se produit entre les deux circuits au niveau de l'un ou l'autre des échangeurs intermédiaires, le sodium s'écoulera vers le circuit radioactif primaire. Les canalisations de ventilation comprennent des pièges à vapeur pour condenser toute vapeur de sodium qui pourrait être transportée dans le circuit de ventilation. Aux endroits où il serait possible que le sodium liquide entre de force dans une canalisation, on place un piège à congélation qui solidifie le sodium, obturant ainsi la canalisation. Ces pièges à congélation sont munis de réchauffeurs qui servent à faire fondre le sodium lorsqu'on le désire; ils sont donc employés à prévenir la solidification du sodium dans toutes les portions du circuit de ventilation où il ne serait pas commode de rouvrir la canalisation aux gaz par chauffage.

Lorsqu'on juge nécessaire de vider le circuit réfrigérant au sodium, on peut vidanger dans les réservoirs de remplissage primaire et secondaire. Des canalisations de vidange et des pompes électromagnétiques sont prévues pour cet usage dans les deux circuits. Dans le circuit primaire, la canalisation de vidange débouche dans le fond de la cuve contenant le cœur, et dans le circuit secondaire, elle débouche aux sorties des échangeurs intermédiaires, qui sont les points bas des deux circuits secondaires. On dispose d'autres branchements sur le circuit à sodium pour le nettoyage et le curage, s'ils s'avèrent nécessaires.

Toutes les vannes des systèmes primaire et secondaire utilisent les joints d'axe à sodium solide. Des vannes à soufflets d'étanchéité ont un emploi

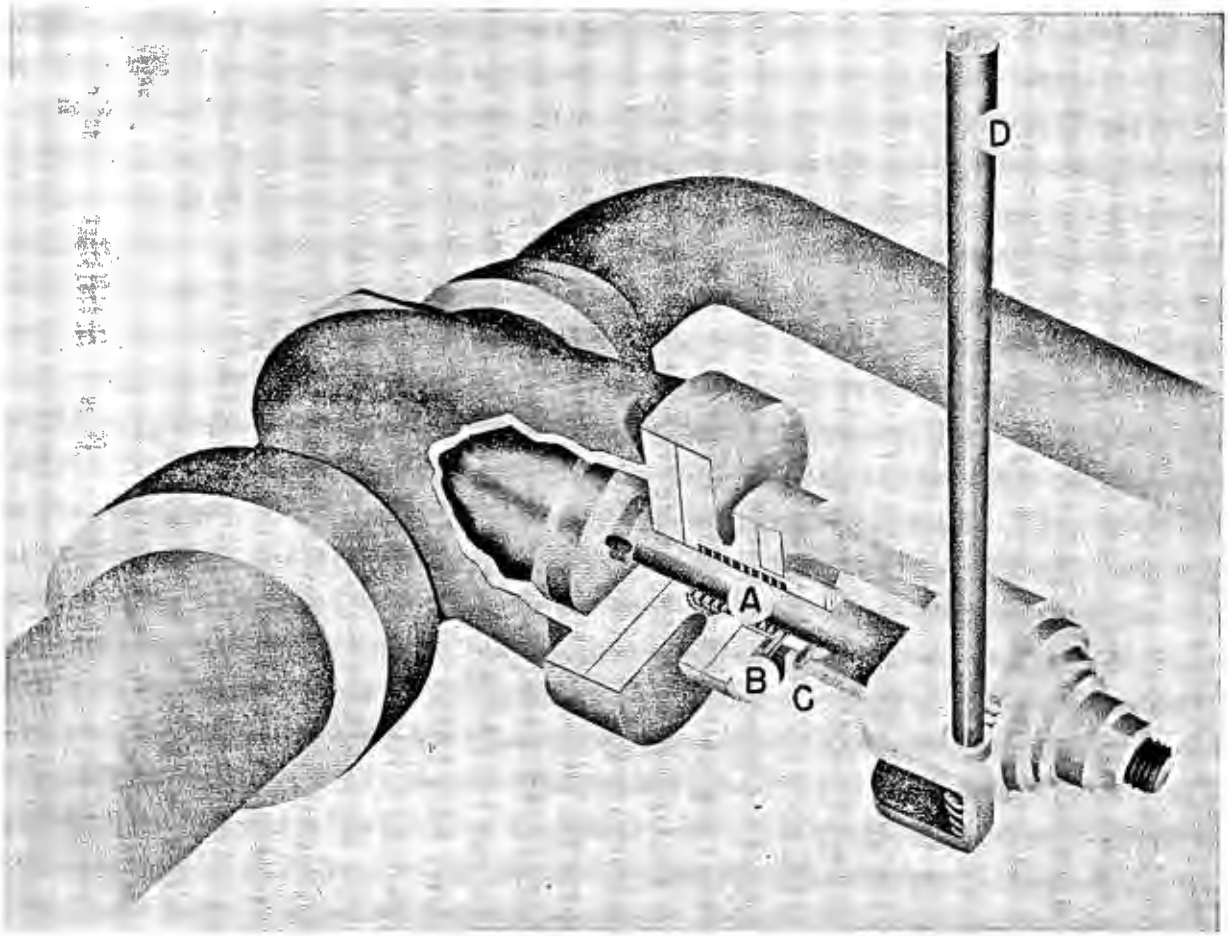


Figure 16. — Disposition de la vanne avec joint au sodium solide.

A. Joint d'axe;
B. Tuyau pour le liquide de refroidissement;
C. Tuyau de gaz;
D. Axe de manœuvre de la vanne.

limité dans les canalisations de vidange et d'entretien du circuit à sodium. Un exemple de vanne à joint de sodium solide est donné par la figure 16. Un manchon à circulation de toluène liquide remplace la garniture de vanne et provoque la solidification du sodium dans la couronne cylindrique entourant l'axe. La vanne peut être ouverte ou fermée par rotation de l'axe et le cisaillement du sodium solide. De l'hélium est injecté dans la région comprise entre le joint solide et le sommet de la vanne pour empêcher l'oxydation des bords du cylindre annulaire de sodium. En supplément, un joint à garniture classique est placé au sommet de la vanne, pour isoler l'atmosphère d'hélium. Des vannes-bouchon commandées par came servent de vannes d'arrêt à l'entrée et à la sortie de la cuve contenant le cœur dans les deux circuits primaires. Le débit du sodium utilisé pour le refroidissement du modérateur est étranglé par une vanne conique placée sur la dérivation branchée à la tubulure principale d'admission au cœur. Les vannes-bouchon du système primaire rendent possible la vidange indépendante de l'un ou l'autre des circuits primaires. Les circuits secondaires sont distincts; on peut donc les vidanger indépendamment sans employer de vannes d'arrêt.

XVI. POMPES A SODIUM

Les pompes à sodium sont des pompes modifiées d'un type employé dans les circuits chauds des raffineries. Les principales modifications portent sur l'utilisation d'un montage vertical et de joints de sodium solide pour l'axe et le corps. Chacune des pompes primaires possède aussi un carter et un axe de commande suffisamment allongés pour passer à travers le bouclier de protection de la tuyauterie au ras du sol. Cette disposition permet d'assurer l'entretien de chaque pompe primaire par démontage de tous leurs organes internes à travers le carter dans le hall même de la pile. Un bouclier de plomb fait corps avec cet ensemble amovible, juste au-dessous du plancher. Le carter sert également de récipient à l'hélium gazeux, sous pression relative de 10 livres par pouce carré (0,7 kg/cm²), qui préserve le joint de sodium solide du contact de l'oxygène. L'hélium est isolé de l'atmosphère extérieure

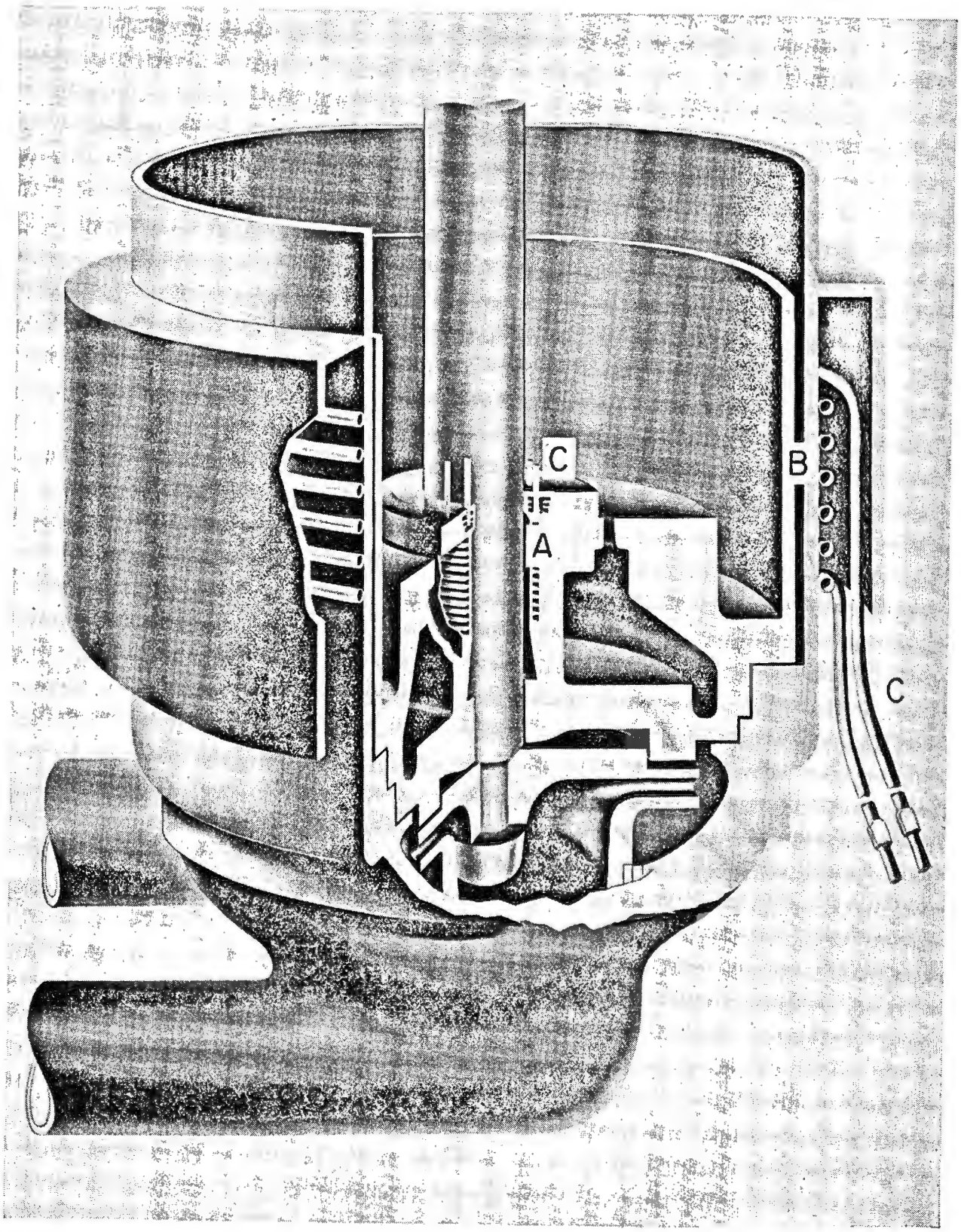


Figure 17. — Disposition de la pompe mécanique à joints au sodium.

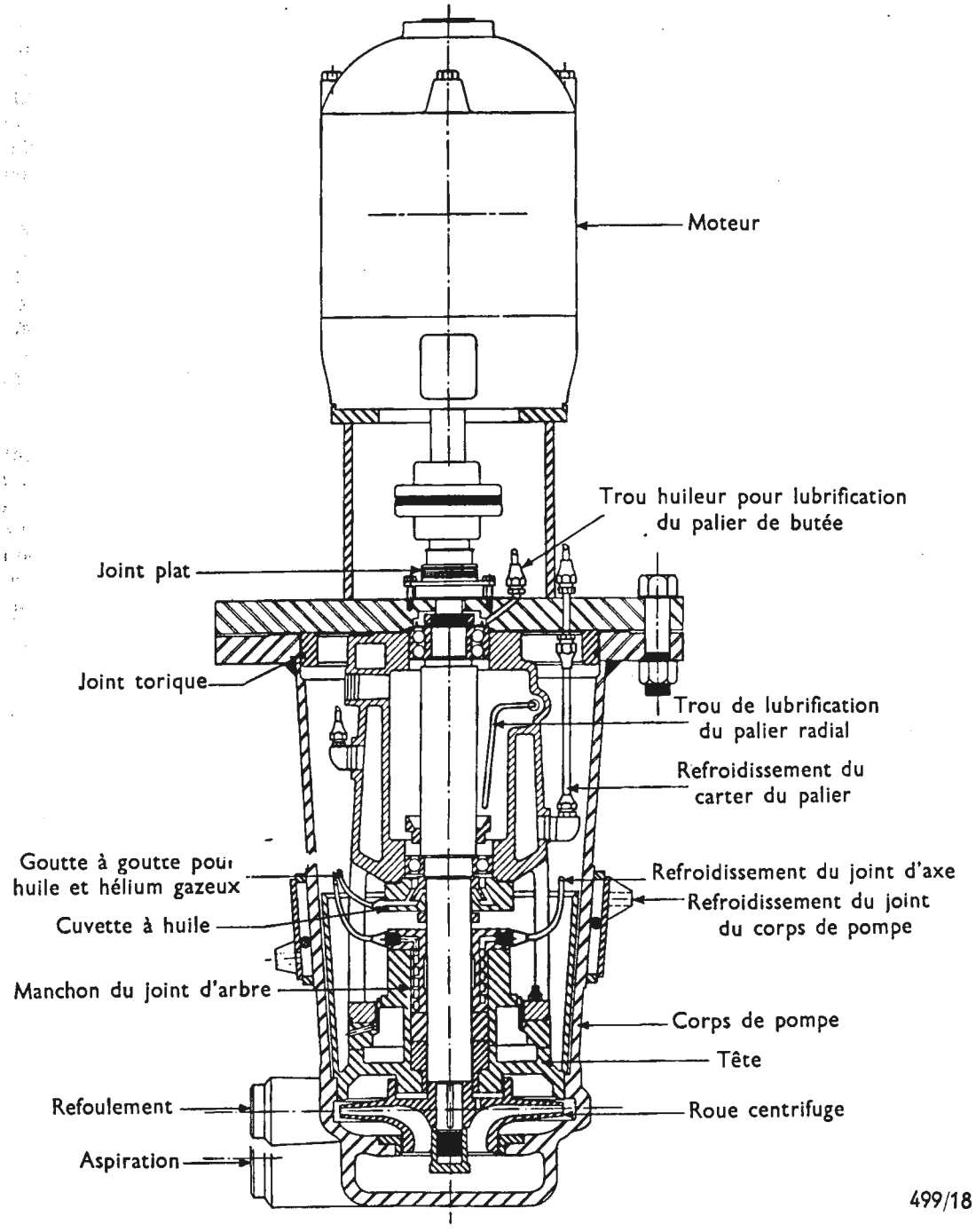


Figure 18. — Coupe de la pompe principale secondaire à sodium.

par un joint torique et un joint plat lubrifié à l'entrée de l'axe.

Une vue perspective de la pompe à joint de sodium solide se trouve à la figure 17 et une coupe de la pompe principale du circuit secondaire à la figure 18. Le circuit secondaire n'exige pas de protection contre les rayonnements; par suite, les pompes employées ne sont pourvues ni de boîtier allongé ni d'arbre d'entraînement spécial. Le joint d'axe est réalisé à l'aide d'un manchon refroidi placé à l'endroit normalement prévu pour le presse-étoupe. Pour les refroidir, on fait circuler du toluène dans ce manchon et dans un serpentin ménagé sur le corps de pompe pour assurer l'étanchéité du carter. Du toluène circule aussi, pour le refroidir, dans un palier radial placé tout près du joint d'axe et au-dessus de lui. Ce palier reçoit de l'huile de graissage, qui, à partir d'une cuvette située immédiatement au-dessous de lui, est continuellement évacuée par un goutte-à-goutte sous atmosphère d'hélium.

Des expériences ont été faites avec un prototype des pompes que l'on se proposait d'utiliser dans le circuit principal de sodium. Avec un moteur de 50 HP, cette pompe peut débiter 1 285 gallons de sodium par minute (81 l/s ou 4,87 m^3/mn) à 130 pieds de haut (40 m), en tournant à 1 460 tours par minute. La puissance dégagée par le frottement de l'axe dans le joint de sodium solidifié est inférieure à 1 kW, mais en revanche, on a besoin de plusieurs kilowatts de chaleur aux deux joints de l'axe et du carter, pour maintenir le sodium à l'état solide. La pompe est en acier inoxydable type 304, sauf l'axe et la roue centrifuge qui sont en acier inoxydable de type 316. L'axe a 3 pouces (7,5 cm) de diamètre et la roue centrifuge 13 $^1/_2$ pouces (34 cm). Cette roue est placée à 15 pouces (38 cm) au-dessous du palier. Les pompes du circuit auxiliaire sont de même conception, mais ont un débit plus petit. Leur roue centrifuge a 10 pouces (25,4 cm) de diamètre.

Tous les moteurs de ces pompes sont des moteurs à vitesse variable, accessibles en fonctionnement. Le moteur principal du circuit primaire est un moteur de 25 HP, le principal du circuit secondaire est un moteur de 50 HP, les deux auxiliaires ont une puissance de 2 HP chacun. Lorsque la pile SRE est en marche, pour évacuer la chaleur engendrée par le cœur aux températures nécessitées par le fonctionnement de la pile, il sera nécessaire de régler la vitesse des pompes, ainsi que l'efficacité du refroidissement réalisé dans les échangeurs refroidis par l'air atmosphérique.

XVII. ÉCHANGEURS DE CHALEUR

Les échangeurs de température intermédiaires sont du type à tube et coque cylindrique; ils fonctionnent à contre-courant et ont la forme d'un tube en U. Cette configuration réduit l'encombrement et les contraintes thermiques. Ces échangeurs utilisent tous deux en totalité l'acier inoxydable type 304; les tubes sont à simple paroi, sans soudure, de $^3/_4$ de pouce (19 mm) de diamètre extérieur et de 0,058 pouce (1,5 mm) d'épaisseur. L'échangeur principal comporte 316 tubes et sa surface totale d'échange est 1 155 pieds carrés (107,3 m^2). Dans les conditions du projet (vitesse 4 pieds/s, soit 1,2 m/s dans les tubes), le coefficient de transfert de chaleur est environ 985 Btu par heure, par pied carré et par degré Fahrenheit (soit 4 820 kcal/m^2/h/°C). Pour l'échangeur auxiliaire, on a 28 tubes d'un débit de 1,5 pied/seconde (0,45 m/s), avec un coefficient de transfert de chaleur de 800 Btu par heure, par pied carré et par degré Fahrenheit (3 920 kcal/m^2/h/°C).

Les échangeurs refroidis à l'air, placés dans le circuit secondaire, sont des faisceaux de tubes en U placés dans des carters de protection, au-dessus de ventilateurs à moteur électrique. Ce sont des tubes analogues aux tubes des échangeurs intermédiaires, mais sur lesquels sont montés des ailettes en acier inoxydable 410, d'un diamètre de 2 pouces (51 mm), à raison de 8 ailettes par pouce (2,5 cm) de tube. Tous les tubes sont d'un côté branchés en parallèle et connectés aux collecteurs. Les courants d'air et de sodium concourent tous les deux à réduire le danger de solidification dans les tubes à faible débit. Des prises d'air à commande mécanique sont placées au-dessus des faisceaux de tubes pour aider à régler le débit d'air. Juste au-dessous des faisceaux sont installées des résistances électriques tubulaires de réchauffage et d'appoint de chaleur pour le fonctionnement à basse puissance. Pendant l'arrêt, ces réchauffeurs pourront maintenir la température de 350 °F (177 °C) dans les tubes.

Dans l'échangeur principal, refroidi à l'air, on trouve 204 tubes en U de 25 $^1/_2$ pieds (8 m) de longueur, offrant une surface de 23 600 pieds carrés (2 190 m^2) pour l'extraction de la chaleur. A puissance normale, le coefficient de transfert de chaleur étant estimé à 8,2 Btu par heure, par pied carré et par degré Fahrenheit (40,2 kcal/m^2/h/°C) la température de l'air à la sortie sera 277 °F (136 °C), avec une température de 100 °F (38 °C) à l'entrée. Sous les faisceaux se trouvent deux ventilateurs de 11 pieds (3,36 m) de diamètre, mus chacun par un moteur électrique de 50 HP à vitesse variable. L'échangeur auxiliaire refroidi à l'air, de même conception, comporte 30 tubes en U de 8 pieds (2,43 m) de long avec un seul ventilateur de 5 pieds (1,53 m) de diamètre, mû par un moteur électrique à vitesse variable de 5 HP.

Dans la pile SRE, les échangeurs intermédiaires sont montés dans les tuyauteries à un niveau supérieur à celui du cœur. Les échangeurs à refroidissement par air sont installés à un niveau encore plus élevé. En conséquence, même sans circulation forcée sous l'action des pompes, il est possible d'obtenir le refroidissement par convection naturelle dans les deux circuits primaires et les deux circuits secondaires. Cette disposition constitue une excellente mesure de sécurité puisqu'il est possible, en cas d'urgence, d'évacuer du cœur une certaine quantité de chaleur après l'arrêt de la pile.

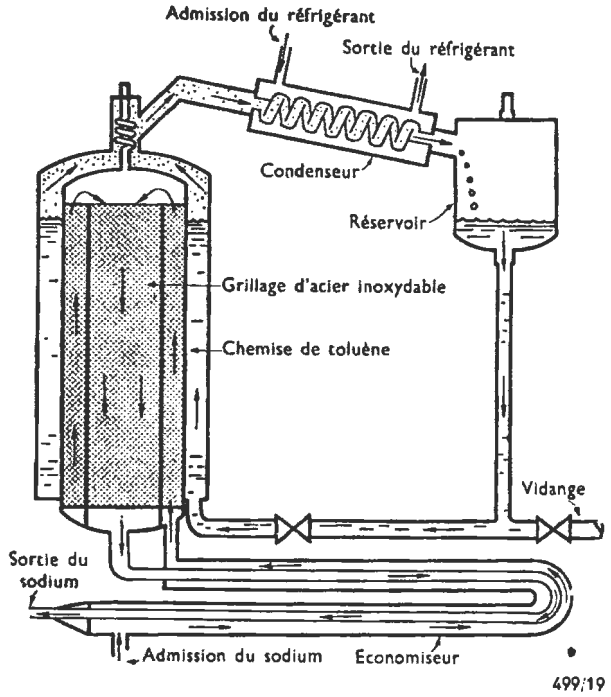


Figure 19. — Piège à froid à oxyde de sodium utilisant une chemise à toluène bouillant.

On estime qu'avec les températures normales de fonctionnement, ce sont 2 000 kW au moins qu'on peut évacuer par convection naturelle dans le circuit principal, y compris le refroidissement par convection et par air dans l'échangeur principal du circuit secondaire.

XVIII. PIÈGES FROIDS

Des « pièges froids » sont placés dans chacune des quatre boucles du circuit à sodium, pour maintenir la teneur en oxyde de sodium à un taux suffisamment bas. On a mis au point un type spécial de piège froid avec circulation pour les circuits primaires et le circuit secondaire principal; la figure 19 en donne le schéma. Les principales innovations en sont : la chemise de toluène et le serpentin de condensation qui maintient la température dans le piège à une valeur basse et sensiblement constante, en dépit des variations de pression et de température du sodium dans le circuit pendant le fonctionnement. La plus basse température du sodium dans le piège sera à peine supérieure à 232 °F (111 °C), point d'ébullition du toluène. Le toluène bouillant passe de la chemise entourant le piège à un condenseur où il se condense et de là à un réservoir qui règle le niveau du toluène dans la chemise. Un refroidissement particulier pour le condenseur est assuré par le circuit à toluène qui dessert divers organes de la pile SRE. La pression qui permet de faire circuler le sodium dans le piège s'obtient automatiquement par branchement sur l'un quelconque des circuits par l'intermédiaire d'une pompe. Le sodium passe d'abord à travers un économiseur, ensuite à travers la cuve du piège froid, garni d'une toile d'acier inoxydable. Ce piège particulier est conçu pour un débit de 1 350 livres par heure (610 kg/h) et doit maintenir la concentration en oxyde de sodium à moins de 0,005 pour cent, en poids. Là où il n'est pas nécessaire de disposer de pièges ayant la capacité des pièges froids ci-dessus, on envisage d'utiliser des pièges froids à diffusion. L'un d'eux serait placé à la base du vase d'expansion dans le circuit auxiliaire secondaire, et l'autre, sur le réservoir de remplissage secondaire. Ces pièges sont constitués simplement par un tuyau de 8 pouces (20 cm) de diamètre, long de 15 pouces (38 cm), muni d'un bouchon et soudé au fond du réservoir. A sa base, on y soude un tuyau de refroidissement à circulation de toluène. Le sodium qui se trouve à la base du piège à diffusion peut être solidifié, mais les pertes de chaleur, avec ce dispositif, sont négligeables.

On détermine la teneur en oxygène du sodium avec un appareil de mesure à pointeau qui fonctionne simultanément avec chaque piège froid à circulation. Cet appareil est branché en parallèle avec le piège froid. Le principe de son fonctionnement repose sur la fermeture de petits orifices quand on fait diminuer la température du sodium au moment où l'oxyde de sodium précipite. La teneur en oxyde de sodium peut être déterminée, après étalonnage, par les discontinuités de la courbe représentant les variations du débit du sodium en fonction de la température.

Dans le but d'accélérer les déterminations successives faites avec ce dispositif à pointeau, on a mis au point un modèle spécial, dans lequel les orifices sont percés dans le siège d'une vanne. La vanne peut être ouverte pendant un bref laps de temps pour activer la dissolution de l'oxyde de sodium et préparer le système à une autre détermination. Le dispositif à pointeau comporte aussi un économiseur et une canalisation de refroidissement branchée sur le circuit de toluène. Un réchauffeur électrique est employé pour faire varier la température.

XIX. ORGANES ANNEXES DU CIRCUIT A SODIUM

Les organes annexes du circuit à sodium comprennent les dispositifs de fusion, de filtrage et d'injection du sodium dans les réservoirs de remplissage, ainsi que les dispositifs de curage des pièges froids du circuit primaire. Toutes leurs parties sont en acier inoxydable 304. Lorsque ces organes ne sont pas en service, les canalisations et les cuves sont vidées de leur sodium et remplies d'hélium. Toutes les cuves et canalisations à sodium sont munies de dispositifs de chauffage et sont calorifugées pour assurer le réchauffage à 350 °F (177 °C).

Du sodium est d'abord introduit dans deux fours à fusion et passe sur des filtres à environ 250 °F (120 °C). On le dirige alors vers l'un ou l'autre des réservoirs de remplissage primaire ou secondaire. Pour faire passer le sodium du réservoir primaire dans le circuit primaire, on utilise les pompes,

l'amorçage ayant été établi par gravité. Cette méthode est nécessaire, car le réservoir communique avec la cuve du cœur, que l'on ne peut mettre sous pression. Dans le système secondaire, le remplissage des deux circuits s'effectue par mise en pression du réservoir.

Puisque le système primaire devient radioactif, il a fallu prendre des dispositions pour curer les pièges froids des deux circuits primaires; à cet effet, un piège à condensation mobile a été placé dans le circuit annexe à sodium. Une pompe électromagnétique et des vannes sont disposées de telle sorte que l'on peut faire passer le sodium chaud par l'un ou l'autre des pièges primaires qui évacuent ainsi leur oxyde de sodium dans le piège mobile. Celui-ci peut aussi servir dans le circuit annexe à extraire l'oxyde contenu dans le sodium qui emplit le réservoir primaire, sans qu'il soit nécessaire de le faire circuler dans les tuyaux du circuit primaire. Il n'y a pas de piège à diffusion dans le réservoir de remplissage primaire.

XX. CIRCUIT A TOLUÈNE

A titre de mesure de sécurité, tous les organes de SRE qui nécessitent un refroidissement spécial sont desservis par un circuit à toluène liquide. Ce corps est chimiquement inerte vis-à-vis du sodium, mais subit la décomposition pyrolytique à température assez élevée. Une énumération des organes refroidis au toluène se trouve à la figure 20. Le toluène part d'un réservoir de 500 gallons (1,89 m³) et est mis en mouvement par deux pompes en parallèle. Des vannes d'étranglement correspondant à chaque organe majeur desservi servent à régulariser le débit et à obtenir une augmentation de température de 30 °F (16 °C). Le réservoir fournit le toluène à 95 °F (35 °C). Le débit maximum est estimé à environ 360 gallons par minute (22 l/s), ce qui, avec l'accroissement indiqué de température, permet de dissiper environ 500 kW de chaleur, se décomposant ainsi :

Chambres de désactivation du combustible	150 kW
Bouclier supérieur	60 kW
Cuvelage général	70 kW
Circuit primaire principal	80 kW
Circuit primaire auxiliaire	55 kW
Circuit secondaire principal	45 kW
Circuit secondaire auxiliaire	40 kW

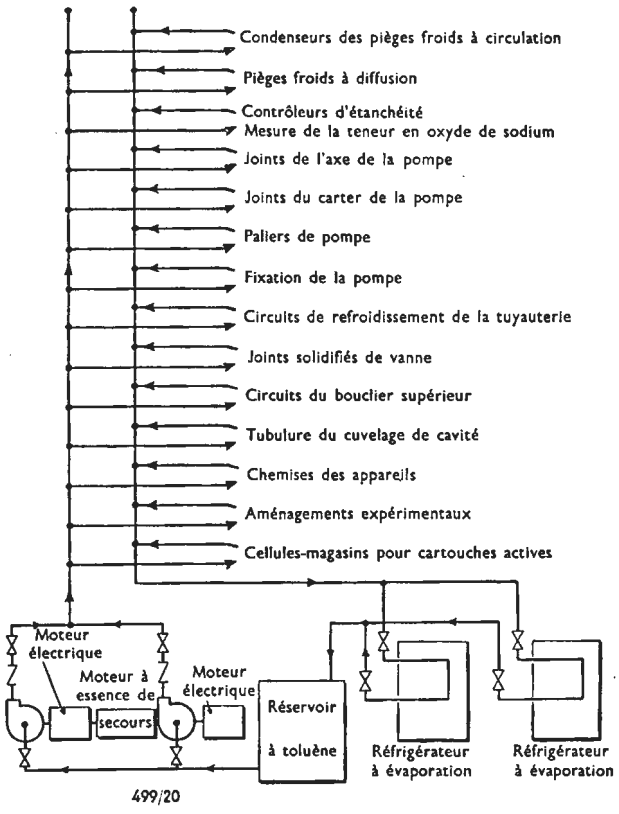


Figure 20. — Organes desservis par le circuit de refroidissement à toluène.

Le toluène est refroidi au retour dans deux réfrigérants évaporateurs en parallèle et renvoyé dans le réservoir. Tous les tubes et toutes les cuves sont en acier doux. Des moteurs électriques distincts entraînent les deux pompes de circulation. Dans l'éventualité d'une panne de secteur, ces moteurs sont automatiquement alimentés par le système électrique de secours, et, dans le but de réduire la charge de ce système de secours, on prévoit également un moteur à essence qui, après mise en route, sera couplé à l'une ou l'autre des pompes.

Remplacer l'eau par le toluène pour ce refroidissement spécial entraîne certains inconvénients. Le point d'éclair est assez bas et, par suite, il y a risque d'incendie; par ailleurs, la vapeur est assez toxique. On a envisagé d'autres hydrocarbures pour remplacer le toluène; ils pourront peut-être le remplacer par la suite sans aucune modification du circuit. Deux remplaçants envisagés sont le xylène et la tétraline, cette dernière étant, à ce que l'on pense, promise à un plus grand avenir. Avec un point d'éclair plus élevé et une toxicité plus faible, la tétraline a encore l'avantage d'un point d'ébullition notablement plus élevé, puisqu'elle reste liquide à la température ambiante. D'autres caractéristiques des liquides énumérés, y compris la vitesse de décomposition sans radiations, ne semblent pas poser de problèmes spéciaux.

XXI. CIRCUITS A GAZ INERTE

Des circuits de gaz inertes fournissent de l'hélium et de l'azote en différents points de l'installation de SRE. Les deux gaz enfermés sous pression élevée dans des batteries de bouteilles sont en dépôt dans un local extérieur au bâtiment de la pile. Pour chaque gaz, la pression est ramenée à 50 livres par pouce carré (3,5 kg/cm²) par des détendeurs classi-

ques et on les envoie dans un réservoir à basse pression. Dans le but de diminuer la teneur de l'hélium en oxygène et en vapeur d'eau, on le fait passer à travers des barboteurs à alliage sodium-potassium avant son introduction dans le réservoir à basse pression. La distribution à partir de ces réservoirs est alors faite en différents points du bâtiment de la pile où des régulateurs individuels réduisent la pression à la valeur exigée par chaque organe desservi. Des soupapes de sécurité sont prévues en divers points. Les gaz ne circulent pas pendant le fonctionnement, sauf l'hélium nécessaire à la circulation d'huile dans les pompes à sodium.

L'hélium sert en de nombreux endroits, tels que : hotte de manutention, installations de nettoyage, magasin, pompes à sodium et vannes, chemises des barres de réglage et de sécurité, région entourant la cuve du cœur, intérieur des tuyaux d'admission à double paroi, ainsi que toutes les parties du circuit à sodium qui exigent une surface libre pendant le remplissage, la vidange ou le fonctionnement normal. Des exemples de ces derniers sont : les réservoirs de remplissage et d'expansion, les pièges froids.

La distribution d'azote est quelque peu plus simple puisque le gaz est surtout employé pour les diverses tuyauteries et la cavité contenant le calorifuge de la pile. Pour réduire la quantité d'azote nécessaire au maintien des pressions dans la tuyauterie à une valeur vraiment faible malgré les fluctuations de température, les atmosphères des tuyauteries sont en communication avec un réservoir à pression constante situé à faible distance du bâtiment de la pile. Ces tuyauteries peuvent être isolées par des vannes dans les conduites, mais normalement doivent avoir une pression relative de $^1/_4$ de livre par pouce carré (17 g/cm^2) établie automatiquement par la cloche mobile du réservoir de pression constante.

Là où l'hélium et l'azote sont fournis à des régions contenant seulement de la vapeur de sodium, pour parer à l'éventualité d'une fuite dans le circuit à sodium, on a prévu des prélèvements périodiques de gaz. Cette méthode de détection de fuite du sodium est employée, en particulier, pour les organes dans lesquels on ne peut installer commodément des détecteurs à court-circuit électrique. Ce sont, par exemple, les chemises des barres de réglage et de sécurité et les tuyaux à double paroi servant à l'admission du sodium. La méthode de détection employée repose sur un barbotage du gaz prélevé dans une solution d'indicateur au thymol-sulfonephtaléine. Il n'est pas difficile de détecter par ce moyen une trace de 10^{-7} mole de sodium dans le prélèvement gazeux, et cette technique a l'avantage de ne pas exiger l'emploi de tubulures chauffées pour le transport du gaz contenant la vapeur de sodium. Des expériences ont montré que la vapeur était transportée presque quantitativement le long de 30 pieds (9,1 m) de tubes de $^1/_4$ de pouce (6,35 mm) à la température ambiante.

XXII. SYSTÈME D'ÉVACUATION DES DÉCHETS

Des dispositions ont été prises pour se débarrasser des produits de rebut radioactifs liquides et gazeux. Le problème des rebuts radioactifs gazeux découle du fait que les gaines des cartouches actives peuvent éventuellement se rompre, en libérant des produits de fission gazeux dans le circuit primaire de sodium. En conséquence, chaque canalisation de gaz, branchée sur ce circuit et exigeant la ventilation par l'hélium qui assure le réglage de la pression, est branchée de telle façon que si une radioactivité excessive y est détectée, le gaz qu'elle contient est aspiré dans les réservoirs-magasin pour produits radioactifs. Cette opération est assurée par un détecteur de rayonnements couplé à des vannes qui dérivent automatiquement le courant gazeux vers un réservoir où il est aspiré, dès que l'on décèle une valeur excessive de la radioactivité. Du réservoir d'aspiration, un des deux compresseurs en parallèle refoule le gaz dans un réservoir-magasin où il peut accomplir sa décroissance radioactive. Ce sont deux réservoirs protégés de 5 400 pieds cubes de capacité (153 m^3) sous une pression relative de 100 livres par pouce carré (7 kg/cm^2). Si, par la suite, la valeur de l'activité est jugée suffisamment basse, le réservoir est vidé peu à peu de son gaz, qui est évacué par les conduites de ventilation du bâtiment. Cette conduite sort du toit du bâtiment de la pile à un endroit où les gaz évacués sont dilués par la circulation forcée de la ventilation du bâtiment.

La disposition précédente est schématisée à la figure 21. Elle montre que les organes principaux qui nécessitent une ventilation dans les réservoirs-magasin pour produits radioactifs sont la cuve contenant le cœur, le réservoir de remplissage primaire, le sas à gaz de la hotte de défournement et les cellules de nettoyage des cartouches actives.

Le système d'évacuation des effluents liquides est quelque peu plus simple; son schéma se trouve à la figure 22. Les seuls organes produisant des effluents liquides radioactifs sont les cellules de nettoyage et la salle spéciale pour les hautes activités. Les canalisations de vidange de ces organes évacuent normalement l'eau contaminée par des produits radioactifs directement dans un collecteur. De là, une pompe refoule le liquide, grâce à un jeu de vannes, dans une série de 10 bassins de retenue de 50 gallons (190 litres). Le liquide contenu dans ces réservoirs peut être stocké ou soumis à des prélèvements suivant les besoins. Suivant la valeur de sa radioactivité après cette période de retenue, l'effluent est envoyé à deux réservoirs de 5 000 gallons (19 m^3) ou au système industriel d'assainissement dans le cas d'un niveau vraiment faible de radioactivité. Rien d'autre n'a été prévu pour l'évacuation, mais si jamais les grands réservoirs arrivaient à se remplir, on concentrerait finalement les effluents et on les évacuerait par des moyens spéciaux.

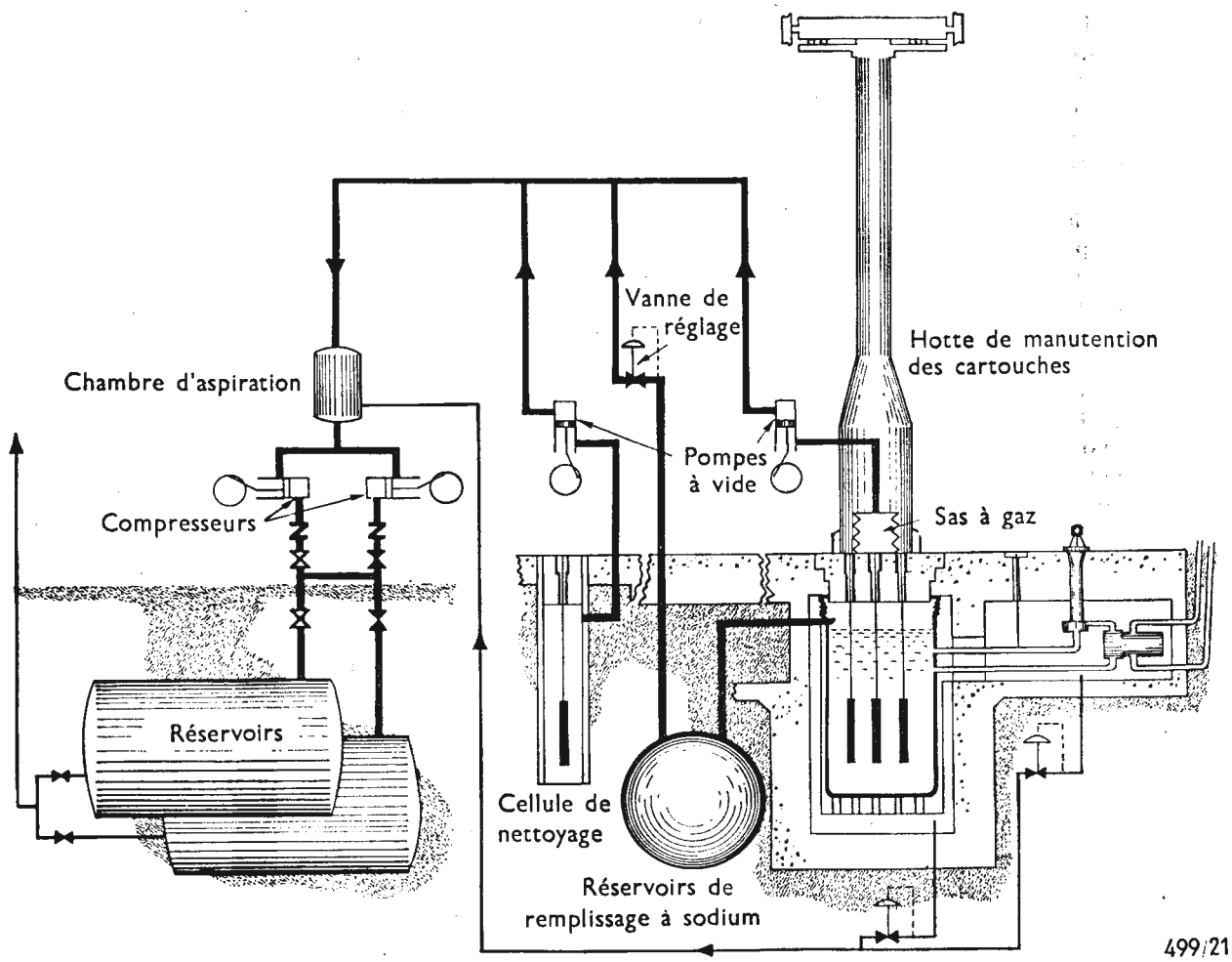


Figure 21. — Disposition générale du système d'évacuation des gaz radioactifs de rebut.

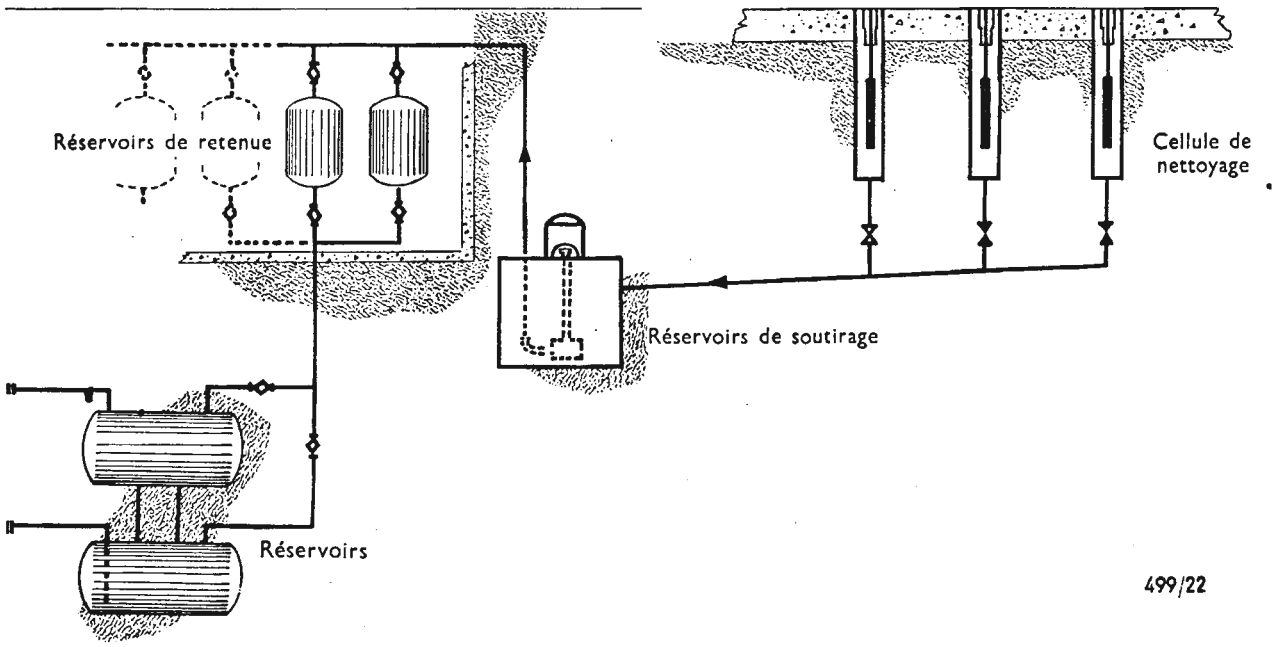


Figure 22. — Disposition générale du système d'évacuation des effluents.

XXIII. SYSTÈME ÉLECTRIQUE DE SECOURS

Au cas où une panne de secteur priverait d'électricité le bâtiment de la pile, quelques organes de la pile SRE doivent obligatoirement être maintenus en fonctionnement grâce à un système électrique de secours. La pile elle-même s'est automatiquement arrêtée, mais l'appareillage et l'équipement d'extraction de chaleur doivent continuer à fonctionner. La puissance totale dont on doit pouvoir disposer avoisine 50 kW, dont presque la moitié est demandée par les pompes à toluène.

Le courant continu de secours est fourni par un alternateur alimenté par batterie. Ce groupe se compose d'un moteur synchrone de 100 HP et d'une génératrice de courant continu à excitation shunt. Il charge la batterie et constitue la source de courant continu en fonctionnement normal, et en service de secours constitue un moteur-générateur alimenté par batterie. A cause de l'emploi continuel de ce groupe, qui sert à assurer une puissance de dépannage, on dispose de deux groupes identiques avec des connexions telles que l'un ou l'autre puisse être mis à l'arrêt pour entretien. La tension de la batterie est 120 V et elle peut débiter 480 ampères pendant une demi-heure puis 280 ampères pendant l'heure suivante.

Un générateur de secours tardif est constitué par un moteur diesel entraînant un alternateur d'une puissance nominale de 100 kW. Ce groupe diesel-alternateur démarrera automatiquement, dès coupure du secteur normal. Lorsqu'il aura atteint la vitesse et la tension convenables, le débit de l'alternateur sera automatiquement synchronisé avec le débit du moteur-générateur et ils seront mis tous deux en parallèle. Le groupe diesel peut alors répondre à la demande tout entière et le moteur générateur redevient chargeur de batterie. La pompe à toluène représente la plus grosse charge d'urgence; aussi un moteur à essence particulier est-il prévu pour elle, comme on l'a vu. Ce moteur est d'une très grande utilité dans le cas où il serait impossible de faire démarrer le groupe diesel, cas où l'on dépend complètement des batteries qui ont une vie limitée. Au rétablissement du secteur, le débit du système électrique de secours est automatiquement synchronisé, après quoi la charge est transférée.

XXIV. AMÉNAGEMENTS EXPÉRIMENTAUX

Le but de la construction et du fonctionnement de la pile SRE n'est pas seulement de mener à leur terme les problèmes techniques posés par une pile expérimentale à sodium et graphite, mais de permettre d'effectuer les mesures et d'apporter au système les modifications qui fixeront les caractéristiques limites et les améliorations du projet. Dans les chapitres précédents, le projet de SRE qui doit conduire à son installation première a été examiné en discutant du choix fait par les ingénieurs. Cette description a été établie d'après un ensemble de conditions pour un fonctionnement normal. On comprendra que des expériences sont nécessaires pendant les premières étapes du fonctionnement, même pour parvenir à ces conditions théoriques, mais on espère aussi que les étapes ultérieures du programme permettront de dépasser ces conditions et de mieux établir les caractéristiques limites des divers organes.

Une étape dans l'effort vers les rendements élevés est l'essai de fonctionnement qu'on tentera à la température maximum permise par le sodium, voisine de 1 200 °F (650 °C). Dans le projet, les cuves et les canalisations de la pile et du circuit à sodium ont été calculées pour cette condition de température. La réussite d'une telle opération exigera probablement de modifier les cartouches actives et les boîtes à graphite en zirconium. En fait, l'un des objectifs principaux du travail expérimental concerne les améliorations portant sur les cartouches, spécialement quant à la puissance spécifique, à la température de fonctionnement et au taux de combustion. Dans les boîtes à graphite, on fera aussi des mesures pour en connaître les propriétés de dégazage et d'intégrité mécanique. De manière analogue, on effectuera des mesures sur beaucoup d'autres organes comme les barres de réglage et de sécurité, et les pompes à sodium.

La salle spéciale pour hautes activités, située en sous-sol à l'extrémité du hall, permet l'examen facile de toute cartouche radioactive retirée du cœur. Son emploi principal sera les études sur le combustible, mais elle permettra aussi d'autres mesures, par exemple sur les prismes de graphite et les barres de réglage et de sécurité. Cette salle spéciale est divisée en deux compartiments dont les dimensions intérieures sont respectivement $5 \times 15 \times 16$ pieds (soit $1{,}5 \times 4{,}6 \times 4{,}9$ m) et $5 \times 8 \times 11$ pieds (soit $1{,}5 \times 2{,}4 \times 3{,}3$ m). Ces compartiments disposent de trois bras de manipulation à distance et de trois fenêtres d'observation. Les organes sont introduits dans la salle spéciale par l'un des trois canaux percés sur la face la plus proche de la pile. Deux canaux ont la même dimension que les petits bouchons du bouclier supérieur de la pile et peuvent recevoir n'importe laquelle des cartouches normalement suspendues dans le cœur. L'autre canal est d'un diamètre plus grand permettant le passage d'une boîte à graphite. Dans les deux cas, une hotte de manutention sert au transport de la pièce radioactivée entre la pile et cette cellule spéciale.

La description précédente a indiqué que 12 canaux de chargement et 6 canaux d'angle recevraient probablement des barres de combustible factices. Il est possible de remplacer ces barres par des pièces spéciales en vue de faire des expériences. S'il est nécessaire d'éviter le contact du sodium, cette pièce spéciale sera enfermée dans une chemise d'acier inoxydable suspendue à l'un des bouchons. On pourra prévoir le refroidissement spécial de cette chemise s'il est nécessaire d'effectuer une irradiation à une température plus basse que celle du courant de sodium. Le nombre de canaux employés à un

moment donné pour de telles expériences dépendra des besoins en réactivité par le fonctionnement du cœur ainsi que de l'emplacement et du type des pièces expérimentales étudiées. Outre les canaux précédents, il y a 3 canaux expérimentaux ménagés suivant les axes de boîtes à graphite et situés à des distances croissantes de l'axe du cœur. Les tuyaux correspondant à ces emplacements ne s'ouvrent pas dans le bassin inférieur et, de ce fait, ne reçoivent que le sodium servant au refroidissement du ralentisseur. Ils sont prévus pour la mesure des intensités des rayonnements à diverses hauteurs et diverses distances de l'axe du cœur dans le réflecteur latéral, mais ils peuvent également servir à d'autres usages expérimentaux.

Un autre aménagement expérimental méritant d'être mentionné fait corps avec le circuit primaire principal. Des tubes de 1 pouce (25 mm) sont soudés aux canalisations d'entrée et de sortie de l'échangeur intermédiaire principal et amènent le sodium à deux tubes verticaux de $2\,^1/_2$ pouces (6,35 cm) de diamètre. Ces deux courants de sodium sont ensuite mélangés et renvoyés par la même canalisation à l'entrée de la pompe primaire. Ce dispositif permet, en restant au niveau du plancher du hall, d'introduire des éprouvettes dans les deux tubes verticaux. L'un d'eux contient normalement du sodium à 500 °F (260 °C) et l'autre, à 960 °F (516 °C). Pendant le fonctionnement, un joint de sodium solide est réalisé à l'extrémité supérieure de chaque tube vertical. Au-dessus se trouve un bouchon de protection. Le dispositif est prévu pour permettre d'introduire des éprouvettes de divers matériaux, ce qui rend possible l'étude de la corrosion et des effets de transfert de masse dans les conditions réelles du fonctionnement.

La pile à ralentisseur en graphite et à réfrigérant gazeux; sa place dans la production d'énergie

par Sir Christopher Hinton, F. R. S.

Dans tout projet de construction, il existe un élément de hasard qui peut faire pencher la balance vers le choix de telle ou telle conception. Quand il me fut demandé, en 1946, d'assumer la responsabilité de la production de matière fissile, il était envisagé de construire en Angleterre des piles du premier type de Hanford. C'est un type de pile à ralentisseur en graphite et refroidie à l'eau, à laquelle on ne peut pas conférer par construction une stabilité naturelle dans le cas où le fonctionnement a lieu uniquement avec une alimentation en uranium naturel. De ce fait, la nécessité de respecter de très grandes distances de sécurité était considérée comme essentielle. Il est possible d'observer ces distances de sécurité dans de grands espaces continentaux, mais dans le Royaume-Uni, qui a une forte densité de population, il était difficile de trouver des emplacements convenables. C'est pourquoi l'on a pensé qu'il serait préférable de choisir un type de pile qui soit stable par nature et qu'il ne soit pas nécessaire d'isoler pour des raisons de sécurité. Pour cette raison nos efforts se sont orientés vers le type de pile à ralentisseur au graphite et à réfrigérant gazeux. Nous nous sommes aperçu d'abord que, pour réduire au plus bas niveau pratiquement réalisable la puissance des soufflantes qui font circuler le gaz de refroidissement, il serait nécessaire de faire fonctionner la pile sous pression, ce qui ferait naître de nouveaux problèmes dans la conception de l'enceinte étanche et dans celle des dispositifs de changement d'éléments de combustible et de fonctionnement des barres de réglage. Bien que la solution de ces problèmes existât certainement, il était clair qu'elle demanderait du temps. Mais, au cours des études préliminaires, il apparut que, bien qu'un gaz sous pression fût nécessaire pour obtenir un fonctionnement réellement économique, il serait possible d'opérer à la pression atmosphérique si l'on étalait la distribution des neutrons à travers la pile. Cela signifiait qu'une solution immédiate et simplifiée du problème de la production de plutonium pouvait être obtenue en construisant des piles à ralentisseur au graphite et refroidies par une circulation intérieure d'air à la pression atmosphérique. C'est donc essentiellement en raison de circonstances géographiques que nous avons été conduits à adopter la pile à ralentisseur au graphite et réfrigérant gazeux. Si la Grande-Bretagne n'avait pas été un pays à forte densité de population et si nous avions pu facilement être à même de trouver des emplacements où les distances de sécurité auraient pu être respectées, nous aurions probablement suivi l'exemple américain en construisant des piles à ralentisseur au graphite et refroidies à l'eau.

Original : anglais.

LES PILES DE WINDSCALE

Les premières piles construites à Windscale pour la production de plutonium ont été décrites ailleurs dans des communications antérieures. Des coupes transversales et longitudinales d'une des piles de Windscale sont représentées aux figures 1 et 2.

On peut voir que la masse du graphite ralentisseur se trouve enfermée dans un bouclier biologique en béton destiné à réduire les fuites de neutrons et de rayons gamma jusqu'à un point compatible avec la sécurité biologique. Le bouclier biologique est lui-même protégé par un bouclier thermique en tôle d'acier et par un garnissage d'acier qui protègent le béton contre les températures excessives et les effets du rayonnement.

La structure générale du cœur de graphite consiste en couches succesives de blocs de graphite soigneusement usinés et percés de canaux horizontaux. L'assemblage de graphite est maintenu en position par des membrures, en acier de construction, munies de ressorts qui maintiennent l'assemblage en compression tout en permettant les déformations produites par l'échauffement ou par d'autres causes. La plate-forme de chargement est logée à l'intérieur de la paroi principale du bouclier biologique, parce qu'il aurait été incommode d'opérer le chargement à travers toute l'épaisseur de cette paroi. L'intensité du rayonnement dans le puits du monte-charge est inférieure à la dose de tolérance quand la pile est arrêtée, mais l'accès en est impossible quand la pile fonctionne.

Sur la face de déchargement, on a installé sous la pile une conduite d'eau, qui passe à travers le bouclier principal pour relier la chambre de déchargement au bassin principal de stockage. Les cartouches irradiées qui sont extraites des canaux situés dans le cœur de graphite tombent dans une trémie portée par un wagonnet circulant sur une

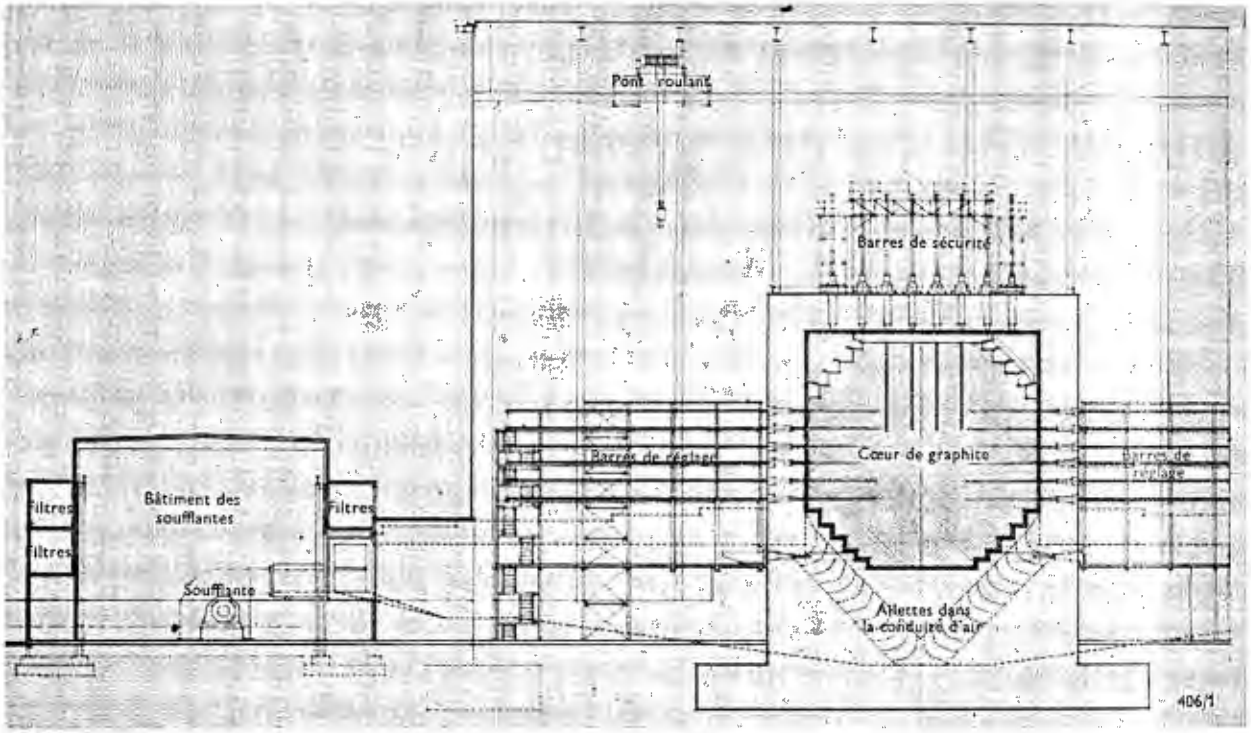


Figure 1. — Coupe longitudinale.

voie immergée. Elles sont transportées dans le bassin pour s'y désactiver avant d'être traitées dans l'usine de séparation chimique.

Le réglage de la pile est effectué au moyen de 24 barres de réglage en acier au bore, nettement visibles sur la figure 2. Ces barres sont disposées horizontalement, perpendiculairement aux canaux à uranium; elles sont mues par des moteurs électriques manœuvrés depuis la salle de commande de la pile. Des dispositifs d'arrêt de secours comportent 16 barres de sécurité en acier au bore, suspendues par des électro-aimants au-dessus du cœur et passant à travers la dalle supérieure de la pile. En cas d'urgence, les barres de sécurité tombent dans le cœur de graphite en quelques secondes, arrêtant ainsi la pile.

L'air de refroidissement est fourni à la pile par une série de soufflantes centrifuges à flux radial à double admission, tournant normalement à 990 tours/minute. Chacune d'elles est entraînée par un moteur asynchrone à rotor bobiné donnant de 2 400 à 3 000 HP sous 11 kV. Elles sont placées dans deux bâtiments dont les parois contiennent les filtres d'entrée d'air, l'un de type sec, l'autre de type humide. Les planchers des bâtiments des soufflantes sont en béton antipoussière; les conduits d'air qui le traversent sont chemisés de tôles Alclad pour en éviter l'érosion (voir fig. 3). Une surveillance continue de l'air circulant dans les canaux à uranium est effectuée afin de déceler les cartouches qui se fissurent, et l'air de refroidissement est filtré encore une fois dans une batterie de filtres disposée au sommet de la cheminée, haute de 400 pieds (135 mètres), avant d'être rejeté dans l'atmosphère. Ces groupes de filtres sont enlevés après usage, par télécommande, car ils peuvent être radioactifs; ils sont amenés au bas de la cheminée dans un château de plomb au moyen d'un treuil de 7,5 tonnes.

LES PILES DE CALDER HALL

A Windscale, toute la chaleur produite par les piles est perdue. Durant leur construction, on poursuivait l'étude de la pile à ralentisseur au graphite et refroidie au gaz sous pression, capable de fournir de l'énergie, et, en 1953, il fut décidé qu'il était raisonnable et prudent de commencer la construction de piles de ce type à Calder Hall, dans le Cumberland. La figure 4 représente la pile dans ses grandes lignes. On peut voir que le cœur de la pile est entouré d'un bouclier biologique en béton, de forme octogonale et de plusieurs pieds d'épaisseur, et que ce bouclier est protégé contre les effets thermiques et ceux du rayonnement par un bouclier thermique fait de tôles d'acier doux de 6 pouces (150 mm) d'épaisseur.

Un refroidissement par air à tirage forcé est assuré dans l'espace compris entre les boucliers thermique et biologique; l'évacuation de l'air se fait à une hauteur de 200 pieds (70 m) au-dessus du niveau du sol par les deux cheminées du bâtiment où se trouve la pile.

La masse du graphite ralentisseur pesant plus de 1 000 tonnes est contenue dans une enceinte étanche de forme cylindrique. Les blocs de graphite usinés possèdent des canaux verticaux pour les

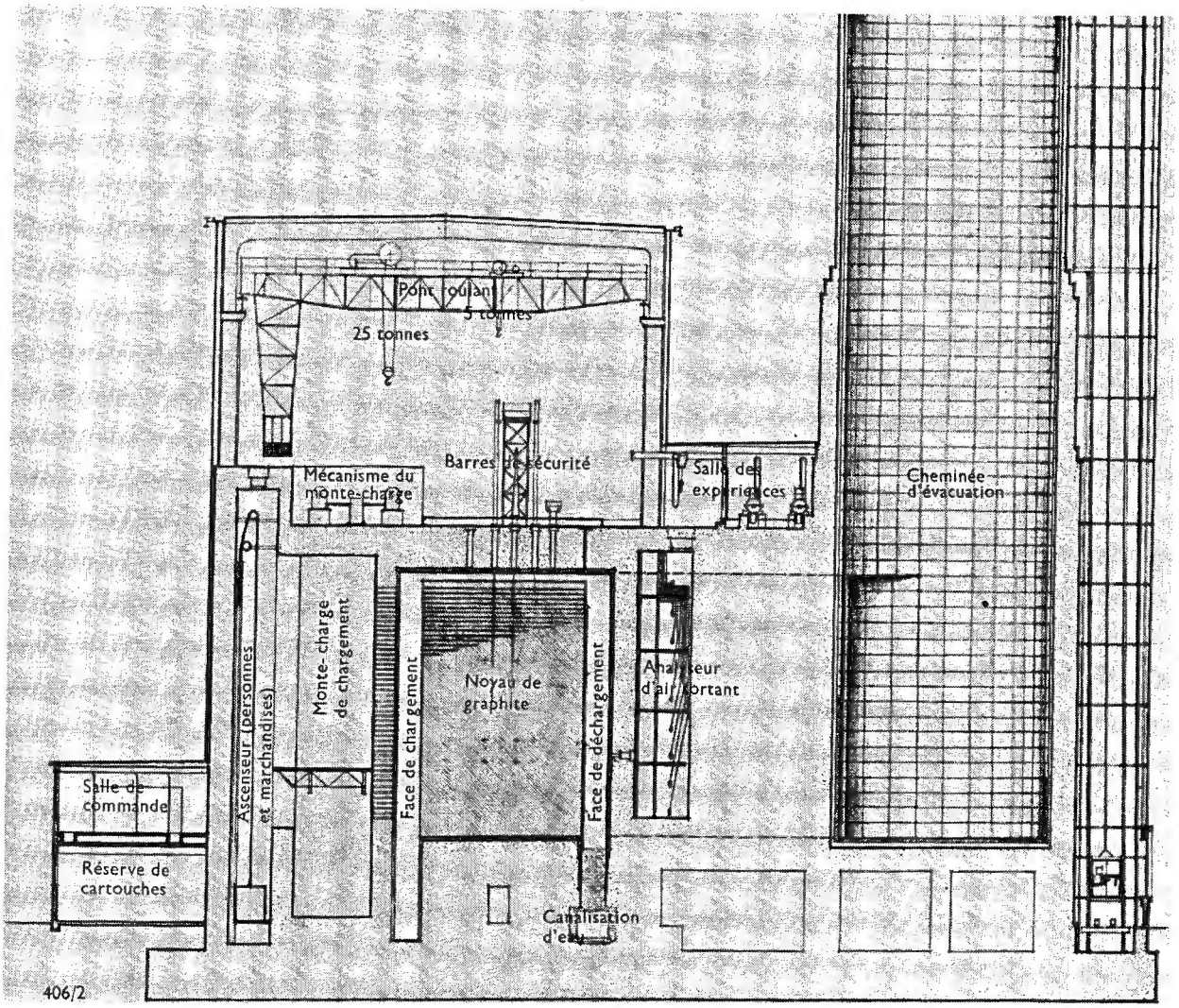


Figure 2. — Coupe transversale.

barres d'uranium et les barres de réglage; en effet, l'adoption de canaux verticaux simplifie l'empilement de graphite et rend plus commode le tracé du circuit de refroidissement. Le poids du graphite est supporté par une charpente en grille qui se compose d'une poutre annulaire à profil en I, entretoisée par des poutrelles en acier formant un treillis rectangulaire. Par-dessus les membrures du treillis de la grille sont boulonnées des plaques formant semelle, en acier de 4 pouces (10 cm) d'épaisseur, et percées de trous qui coincident avec les canaux dans le graphite. Cette semelle supporte le graphite, une série d'encoches y étant prévues pour permettre les différents jeux de dilatation thermique du treillis de la grille et du graphite. Le poids du graphite et de la grille est reporté par des consoles, directement à travers les parois de l'enceinte étanche, sur dix cadres en forme de A inversé, reposant sur le bouclier thermique. Ces cadres en A sont boulonnés sans serrage aux consoles portées par l'enceinte et au bouclier thermique, les trois surfaces de contact de chaque cadre en A étant arrondies. Ainsi, on laisse subsister un jeu pour la dilatation thermique radiale de l'enceinte étanche et de la grille, quand les cadres en A s'écartent légèrement de la verticale, les boulons garantissant que les surfaces de roulement ne glisseront pas.

L'enceinte étanche est en tôle d'acier soudée de 2 pouces (5 cm) d'épaisseur; elle a environ 40 pieds (13,5 m) de diamètre et approximativement 60 pieds (20 m de hauteur). La construction de cette enceinte a donné lieu à un travail original et intéressant. Le montage a été effectué sur place, tous les éléments (à l'exception du collecteur d'admission) arrivant en pièces détachées de petites dimensions. Des installations importantes de soudure furent amenées sur place et l'enceinte fut construite en cinq parties principales, à savoir : le fond bombé, les deux parties centrales parallèles, la grille, et, enfin, le dôme supérieur. Chaque partie était transportée, dès achèvement, sur l'aire de

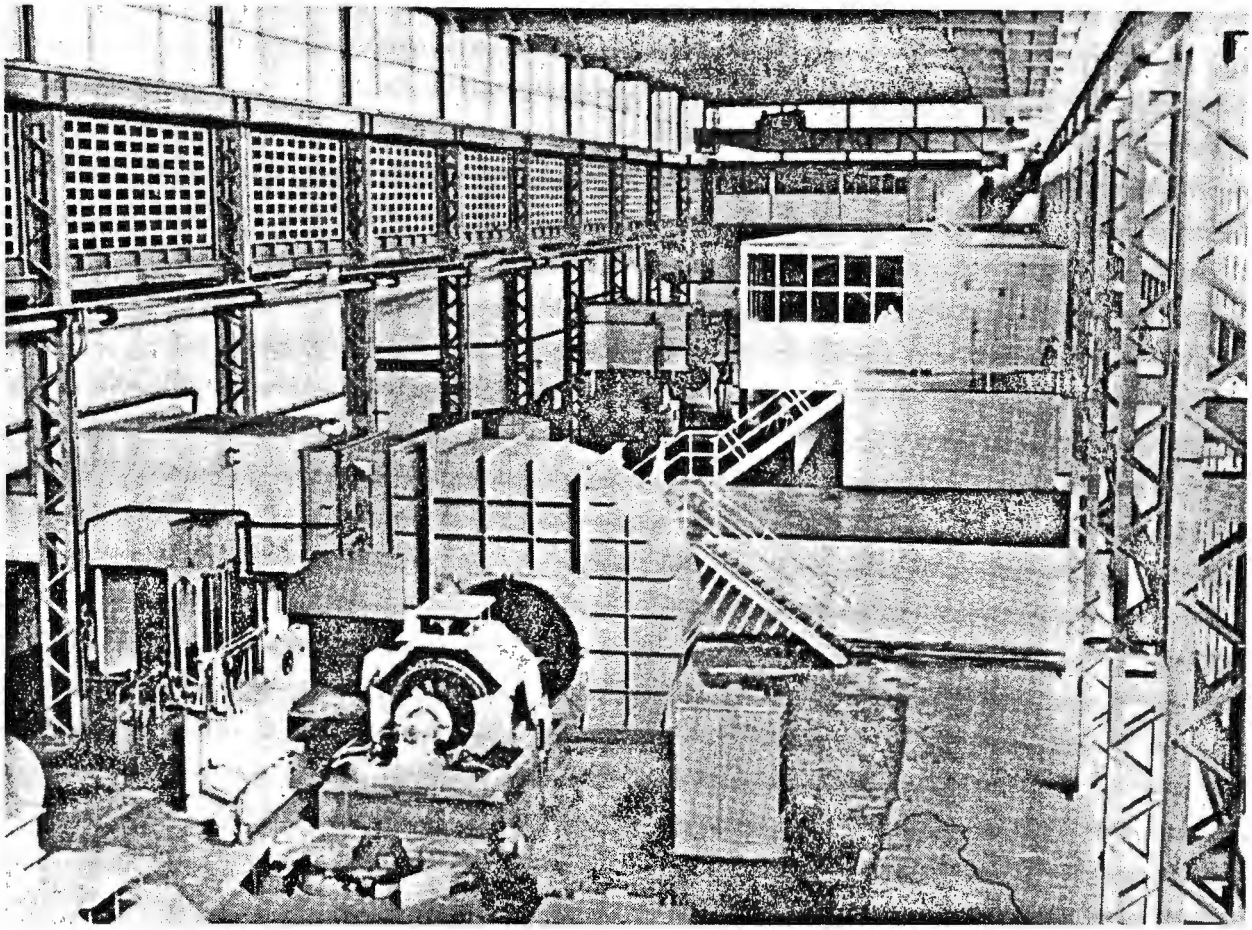


Figure 3. — Salle des soufflantes.

levage, où une grue de 100 tonnes était utilisée pour enlever les parties et les descendre à travers la dalle supérieure de la pile, les soudures finales étant faites sur place. Chaque soudure, effectuée par rapprochement, était radiographiée et tous les filets de soudure importants étaient examinés par les méthodes de détection des défauts. L'élimination des tensions, une fois l'enceinte achevée, fut effectuée par un chauffage par rayonnement qui nécessita une puissance électrique de pointe de 1,5 mégawatt environ. L'enceinte fut portée à une température supérieure à 550 °C pendant 8 heures, puis refroidie lentement et de façon uniforme.

L'enceinte fut alors soumise à des essais de pression. L'emploi des méthodes d'essais hydrauliques aurait surchargé la charpente et, pour cette raison, on effectua un essai pneumatique. Un contrôle complet du comportement de l'enceinte par des jauges de contrainte ou autres moyens fut exercé pendant toute la durée de l'essai, dont ce contrôle constituait une partie importante.

L'essai final était fait sous un vide d'un dixième d'atmosphère, cette dépression étant obtenue au moyen d'une grande pompe rotative qui fait partie de l'équipement normal nécessaire à la vidange de l'enceinte quand on la charge en gaz carbonique ou que l'on change ce dernier.

Les dispositifs de chargement et de déchargement de la pile sont placés sur la dalle supérieure de la pile, avec les dispositifs de réglage et d'arrêt. Les tubes de chargement émergent du dôme supérieur de l'enceinte, leurs extrémités venant affleurer la face supérieure de la dalle de couverture de la pile. Un pont roulant abaisse la goulotte de chargement dans le tube de chargement choisi et la machine à charger fournit les cartouches de combustible provenant d'un magasin. Inversement, la machine à décharger enlève les cartouches de combustible usé en les ramenant jusqu'à la goulotte de chargement et en les plaçant dans un panier où elles se refroidissent. Le panier est ensuite descendu dans une caisse blindée au fond du puits de déchargement, le couvercle est mis automatiquement en place et la caisse blindée, quittant la salle de déchargement, est transportée dans le bassin de refroidissement de la pile.

Les barres de réglage et les barres de sécurité sont faites de tubes d'acier inoxydable garnis de pièces d'acier au bore et traversent la dalle supérieure de la pile.

Lorsqu'il est chaud, le gaz carbonique de refroidissement est évacué de la partie supérieure de l'enceinte étanche par des conduits circulaires en acier doux de 4 pieds 6 pouces (1,5 m) de diamètre

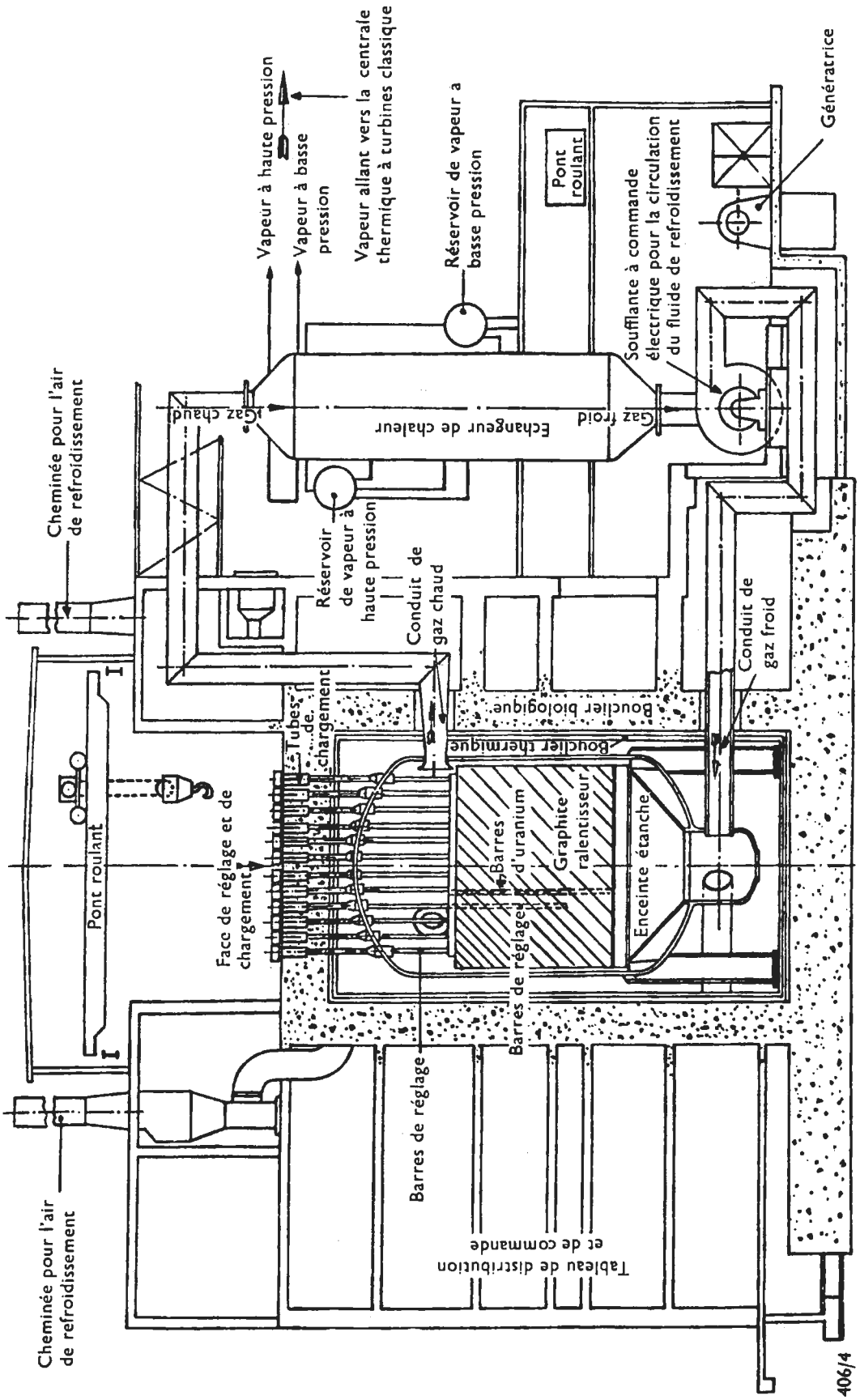


Figure 4. — Schéma de la génératrice nucléaire à réfrigérant gazeux.

vers quatre échangeurs de chaleur placés aux angles du bâtiment de la pile. Le gaz carbonique refroidi est repris à la base de chaque échangeur par quatre soufflantes principales et renvoyé au distributeur d'admission à la base de l'enceinte étanche. Des vannes d'isolement, du type à opercule, commandées par des moteurs, sont placées sur chaque conduit chaud ou froid et des ailettes de guidage sont placées dans les coudes des conduits. Le problème posé par le rattrapage du jeu dû aux grandes dilatations thermiques de l'enceinte étanche et des échangeurs de chaleur, suivant les différentes conditions de fonctionnement, est résolu par l'utilisation de « soufflets articulés » dans les conduits. La souplesse des conduits est assurée par ces soufflets en tôle d'acier soudée, tandis que la poussée due à la pression interne du gaz est absorbée par l'articulation à broche de l'assemblage des soufflets. L'ensemble des conduits est porté par des supports à charge constante, du type à ressorts.

Les quatre soufflantes pour le gaz carbonique de refroidissement sont du type centrifuge, à un seul étage et à rotor suspendu. Ce dispositif à rotor suspendu a l'avantage de ne demander qu'un seul presse-étoupe et l'avantage supplémentaire de permettre un montage dans lequel l'écrou de presse-étoupe et les paliers peuvent être placés de telle sorte qu'on puisse y accéder sans être soumis à un rayonnement dépassant la dose de tolérance. Le presse-étoupe est du type à joint plat.

Nous sommes arrivés à la conclusion que le réglage du débit du fluide de refroidissement s'effectuerait de manière plus satisfaisante en réglant la vitesse de rotation des soufflantes qu'en modifiant la pression statique du système de refroidissement, considéré comme un tout. C'est pourquoi les moteurs à courant continu, développant chacun 2 000 HP environ, sont alimentés par des génératrices, situées dans le bâtiment des soufflantes, qui permettent de faire varier la vitesse des soufflantes dans la proportion de 10 à 1 selon le principe du système Ward Leonard. Un prélèvement de 2 pour cent environ du débit qui traverse chaque soufflante est fait dans la partie aval, le gaz étant filtré et réintroduit dans le système du côté amont, en vue d'éviter l'accumulation de la poussière de graphite et d'oxyde de fer dans le système de refroidissement. Un contrôle constant de la teneur en eau du gaz de refroidissement est effectué et celle-ci est abaissée par des éléments desséchants en alumine qui maintiennent le point de rosée du gaz carbonique au-dessous de la limite nécessaire.

Comme dans les piles de Windscale, on assure une surveillance continue de l'activité du courant de gaz de refroidissement afin de déceler les cartouches de combustible qui se fissurent.

Il faut plus de 20 tonnes de gaz carbonique pour effectuer le remplissage de la pile et des circuits de refroidissement. On procède au remplissage en faisant le vide dans le système et en envoyant ensuite le gaz carbonique produit par huit convertisseurs classiques chargés de blocs d'anhydride carbonique solide. Un rinçage par remplissages et évacuations répétés est nécessaire lors du premier remplissage.

Chacun des quatre échangeurs de chaleur est contenu dans une enceinte en tôle d'acier de 1,5 seizième de pouce (2,4 mm); ils ont environ 18 pieds (6 m) de diamètre et 70 pieds (24 m) de haut. Les 30 000 pieds carrés (2 800 m²) de surface de chauffage de l'eau, y compris les économiseurs à haute pression et à basse pression, et les sections d'évaporateurs et de surchauffeurs, sont constitués par des tubes en acier doux, de 2 pouces (5 cm) de diamètre extérieur, dans lesquels circulent l'eau et la vapeur. La surface des tubes au contact du gaz est augmentée par l'utilisation de tubes d'acier de section elliptique hérissés de pointes rapportées (stud tube). L'écoulement dans les sections de l'évaporateur se fait par circulation forcée, au moyen de pompes commandées électriquement qui entretiennent une vitesse de circulation équivalente à environ quatre fois le débit de vapeur de la section. Chaque évaporateur comporte un réservoir de vapeur unique de 4 pieds (1,30 m) de diamètre et de 18 pieds (6 m) de long qui contient les séparateurs et les épurateurs du type usuel. On s'est attaché tout spécialement à réduire au minimum la possibilité de fuites d'eau ou de vapeur vers le circuit de refroidissement en maintenant au minimum le nombre de raccordements de tubes à l'intérieur de l'enceinte étanche. Tous les raccords de tubes du premier échangeur de chaleur ont été soumis à un essai de pression anormalement élevée, suivi d'un essai sévère sous vide. Les extrémités de chaque élément de tube passent séparément à travers un manchon dans l'enceinte étanche, de sorte que si une fuite se produisait en un point, la vapeur s'échapperait dans l'atmosphère. Comme dans le cas de l'enceinte étanche de la pile, l'assemblage final des échangeurs de chaleur a été exécuté sur place, chaque échangeur de chaleur arrivant en neuf tronçons principaux, à savoir : les deux extrémités embouties, les six sections circulaires centrales et la jupe. Après assemblage et contrôle des échangeurs de chaleur, les soudures finales furent traitées pour élimination des tensions et les échangeurs de chaleur furent placés sur leurs socles en ciment en utilisant deux chèvres de 100 tonnes.

Le système en question, du fait qu'il utilise deux pressions de vapeur, introduit évidemment des complications dans la construction et dans l'exploitation de la centrale, et il n'a été adopté qu'après mûre réflexion. Le point capital dans l'étude d'une pile refroidie au gaz et à ralentisseur en graphite est la température que l'on peut obtenir en toute sécurité pour le gaz sortant du cœur de la pile. Cette température dépend de la forme et des matériaux servant à réaliser les cartouches de combustible, de la possibilité de réaction chimique entre le fluide de refroidissement et le ralentisseur, ainsi que de la forme et de la dimension de l'enceinte étanche qui renferme la pile.

La température qui peut être atteinte sans danger par le fluide de refroidissement à sa sortie ayant été fixée, on pourra évidemment tirer la puissance maximum de la pile, pour une consommation donnée de puissance dans les soufflantes de circulation, en rendant aussi basse que possible la température des gaz à leur admission dans la pile. On peut évidemment réaliser cette condition en ajoutant des surfaces refroidissantes dans les échangeurs de chaleur. Mais si l'on essaie de réduire la température du fluide de refroidissement au-dessous d'une valeur raisonnable, la chaleur extraite sera à une température trop basse pour être utilisée dans un cycle thermodynamique pour la production d'énergie, et la quantité de chaleur retirée du gaz de refroidissement aux températures basses sera perdue. Le rendement thermodynamique serait donc réduit si l'on cherchait à augmenter de cette façon la puissance de la pile. La température du fluide de refroidissement à l'entrée dans le cœur de la pile est donc fixée par la température minimum acceptable dans le cycle thermodynamique.

La puissance de la pile peut être relevée si la vapeur est produite à basse pression. Cependant, il ne serait pas économique de produire toute la vapeur sous basse pression, car, en opérant ainsi, les frais d'investissement du turbo-alternateur seraient augmentés et le rendement thermodynamique serait réduit. Ces considérations conduisent à l'adoption d'un cycle à deux pressions de vapeur.

Il serait possible d'envisager un cycle à trois pressions de vapeur en utilisant des surchauffeurs, chauffés séparément, pour la vapeur à haute pression, mais de telles complications supplémentaires ne semblent pas se justifier actuellement.

La vapeur est amenée à la centrale électrique, qui est placée entre les bâtiments de la pile et où se trouvent quatre groupes de turbo-alternateurs. Les turbines sont des machines à réaction à deux corps de type habituel. Le corps à basse pression comporte une double sortie, menant la vapeur dans un condenseur fonctionnant à la pression absolue de 1,75 pouce (44 mm) de mercure, c'est-à-dire à une température d'environ 38 °C. L'eau condensée passe par un dégazeur et le circuit de vapeur est complété par les pompes d'alimentation en eau pour la haute et la basse pression, qui renvoient l'eau aux économiseurs. Chaque turbine est directement couplée à un alternateur, refroidi à l'air, de type classique, tournant à 3 000 tours par minute et ayant une puissance à pleine charge de 23 MW sous 11 kV. L'alimentation des auxiliaires électriques est prise directement aux bornes des alternateurs et le reste de l'énergie est livré, en passant par les transformateurs et les installations de coupure et de transport, au réseau de distribution de la British Electricity Authority.

On a prévu un condenseur auxiliaire séparé où peut se condenser, sans passer par les turbines, une quantité de vapeur, atteignant la pleine capacité des échangeurs de chaleur. L'eau condensée provenant de ce condenseur auxiliaire est débarrassée de l'air qu'elle contient et renvoyée aux échangeurs de chaleur. Ce condenseur auxiliaire est prévu essentiellement pour être employé pendant le démarrage et l'arrêt de l'usine; mais, s'il le faut, il permettra aux piles de marcher à pleine puissance, en cas de panne des turbines.

L'eau de refroidissement des condenseurs circule dans un système en circuit fermé. L'eau froide, à 21 °C environ, est amenée du bassin froid à la cuve d'aspiration d'où quatre pompes à commande électrique l'envoient à la batterie de condenseurs. L'eau chaude, à une température calculée de 30 °C, est envoyée aux gicleurs dans deux réfrigérants atmosphériques à tirage naturel, d'où elle revient au bassin froid latéral. Les réfrigérants atmosphériques, qui sont de dimensions quelque peu supérieures à la normale, ayant 290 pieds (100 m) de haut et 220 pieds de diamètre (70 m) à la poutre annulaire, sont capables, chacun, de refroidir de 10 °C 3 000 000 de gallons (13 600 m³) d'eau par heure.

ÉVOLUTION FUTURE DANS LA PRODUCTION D'ÉNERGIE

Le *Livre blanc* publié par le Gouvernement britannique en février 1955 indique que lorsqu'une bonification raisonnable est fixée pour tenir compte de la valeur du plutonium obtenu comme sous-produit dans les piles à ralentisseur au graphite et refroidies au gaz, de l'énergie électrique peut être produite par ces piles au prix net de 0,6 penny par kilowattheure livré. Cette évaluation est basée sur l'emploi des techniques qui sont actuellement connues. Avec la mise au point de techniques meilleures, il serait possible de réduire le prix de revient. La pile à réfrigérant gazeux et ralentisseur au graphite présente des avantages considérables du fait que son fonctionnement est extrêmement sûr, qu'elle peut fonctionner avec une alimentation en uranium naturel et qu'elle ne demande pas de matériaux d'importation pour sa construction. Il est donc intéressant d'examiner quels progrès peuvent être faits sur ce type de pile pour lui permettre de produire de l'énergie électrique à des prix encore plus bas.

Un des facteurs restrictifs dans la construction des piles du type de Calder Hall est la dimension de l'enceinte étanche qui peut raisonnablement être construite. Si le volume en est augmenté, la puissance thermique totale de la pile peut être augmentée en conséquence et les frais d'investissement par kilowatt installé sont abaissés. Mais, pour construire une enceinte étanche de plus grandes dimensions, prévue pour fonctionner à une pression de travail donnée, l'épaisseur des parois doit être augmentée et on se trouve alors en présence de problèmes plus compliqués pour supporter le graphite et en transmettre le poids à travers les parois

de l'enceinte. Dans le cas de Calder Hall, il fut estimé que l'épaisseur de tôle maximum susceptible d'être soudée sur place était de 2 pouces (5 cm) et, de ce fait, la dimension de l'enceinte cylindrique étanche capable de résister à la pression nécessaire était immédiatement déterminée. Si la pression de fonctionnement avait été réduite, le diamètre du cœur de la pile et la puissance débitée auraient pu être augmentés, mais la puissance de pompage nécessaire pour faire circuler le gaz de refroidissement aurait dû être augmentée. On espère que, parmi les progrès futurs, sera réalisée la soudure de tôles plus épaisses, allant peut-être jusqu'à 3 pouces (7,5 cm), ce qui rendra possible l'emploi d'enceintes étanches plus grandes. D'autre part, pour une grandeur donnée de l'enceinte, une tôle plus épaisse permettrait aussi d'augmenter les pressions de fonctionnement, ce qui se traduirait par une diminution de la puissance des soufflantes nécessaire pour évacuer une quantité donnée de chaleur. Une autre solution consiste à employer une enceinte étanche de forme sphérique qui pourrait avoir, pour une épaisseur de tôle donnée, un diamètre sensiblement double de celui d'un réservoir cylindrique. Considérée seulement sous l'angle de la conception d'une enceinte étanche, la sphère offre de grands avantages, mais elle présente des difficultés quant au support, à l'intérieur de cette sphère, de l'empilement de graphite du ralentisseur. Le coûteux bouclier biologique est également plus grand pour une puissance thermique donnée, mais cette difficulté pourrait être écartée en incorporant le bouclier biologique à l'enceinte.

La recherche d'un meilleur agent de refroidissement pour les piles reste à l'ordre du jour, mais, ainsi qu'il arrive souvent dans l'établissement de projets, un compromis entre différentes conditions contradictoires doit être accepté. Économiser les neutrons est un des problèmes principaux dans l'étude des piles et les pertes parasites de neutrons vers le fluide de refroidissement doivent être faibles; de même, les caractéristiques du fluide de refroidissement en tant que ralentisseur et son comportement en présence du rayonnement doivent faire l'objet d'une étude approfondie. Le fluide doit être compatible avec les différents éléments du circuit, tels que le métal de la gaine, l'enceinte étanche et le ralentisseur; en même temps, son affinité chimique pour le combustible lui-même ne doit pas être négligée (les défauts de gainage ne pouvant pas être absolument éliminés). Un des meilleurs gaz de refroidissement est l'hélium, qui, en dehors de sa stabilité chimique, a une chaleur spécifique élevée et présente une section efficace de capture négligeable pour les neutrons thermiques. Les principales objections que l'on présente à son emploi en Grande-Bretagne sont son prix élevé et le fait qu'il n'y est pas produit.

Le gaz carbonique, par contre, est peu coûteux et facile à obtenir; de plus, sa section efficace de capture pour les neutrons est tout à fait satisfaisante. En outre, il est assez stable chimiquement dans les conditions de fonctionnement de la pile de Calder Hall, où il ne réagit pas sensiblement sur le ralentisseur en graphite.

L'azote ne présente pas d'intérêt, car c'est un médiocre agent de refroidissement, dont la mise en circulation absorberait une proportion anormalement élevée de l'énergie produite, et sa section efficace pour les neutrons est élevée.

Par ailleurs, l'hydrogène présente des propriétés intéressantes comme agent de refroidissement. D'abord, il agirait comme un ralentisseur entraînant une réduction des dépenses de graphite et de charpente, tandis qu'une perte de fluide réduirait la réactivité de la pile, lui donnant ainsi une plus grande stabilité. Ensuite, il ne demanderait que le dixième de la puissance dépensée dans les soufflantes avec le gaz carbonique. Cependant, il réagit avec l'uranium à certaines températures, ce qui pourrait provoquer des difficultés sérieuses, parce qu'il peut passer par diffusion à travers la gaine des cartouches de combustible même si celle-ci reste saine. La diffusion de l'hydrogène dans l'acier de construction de la pile peut être aussi une cause de difficultés.

L'emploi d'un chargement d'uranium légèrement enrichi peut aussi conduire à des économies. L'uranium enrichi permet d'utiliser des matériaux de gainage qui ont été antérieurement rejetés en raison de leur section efficace élevée pour les neutrons. L'utilisation de telles matières peut permettre d'atteindre, en toute sécurité, des températures de fonctionnement plus élevées pour les cartouches de combustible et d'obtenir ainsi des rendements thermodynamiques plus élevés. Un chargement d'uranium légèrement enrichi à la périphérie du cœur de la pile permet d'aplatir la courbe de distribution du flux de neutrons à travers le cœur, ce qui a pour effet d'augmenter la puissance thermique totale de la pile et, par suite, la puissance électrique de l'ensemble.

Sous l'angle purement technique, il ne fait aucun doute que la réalisation des échangeurs de chaleur peut être considérablement améliorée et rendue moins coûteuse. Le problème qui consiste à produire de la vapeur en transférant à de l'eau la chaleur d'un gaz parfaitement pur et propre n'avait jamais été examiné jusqu'à présent sur une grande échelle. Les échangeurs de chaleur dont la surface d'échange est augmentée par l'emploi de tubes-hérisson (stud-tube), tels que ceux de Calder Hall, présentent un énorme avantage en ce sens que ce type de tubes d'échangeur était déjà réalisé industriellement et fabriqué en série; mais ce n'est pas le type idéal d'un tube à grande surface pour l'absorption de chaleur provenant d'un gaz complètement pur. Chacun des échangeurs de chaleur de Calder Hall pèse environ 200 tonnes, et le transport des sections, leur assemblage sur place et la mise en position de l'échangeur terminé ont soulevé beaucoup de problèmes délicats. Il n'est pas douteux qu'un échangeur de chaleur moins coûteux, plus léger et plus compact pourrait être construit pour répondre au problème posé.

LE PROGRAMME DU *LIVRE BLANC* BRITANNIQUE

Les premières piles qui sont actuellement en cours de construction peuvent avoir des imperfections, mais elles ont l'avantage de donner des garanties de sécurité par leur nature même et de pouvoir produire de l'électricité en quantité importante, suivant un programme qu'on peut garantir et à des prix comparables à ceux d'une centrale classique moderne. Cependant, elles ne peuvent se défendre par elles-mêmes et ne supportent la concurrence que s'il existe un marché pour leur sous-produit, le plutonium, et ce marché peut et doit être trouvé en recourant au recyclage du plutonium ou à son utilisation dans des types de piles améliorés, la meilleure d'entre elles étant la pile à neutrons rapides.

On a fait une évaluation circonstanciée et prudente de la valeur qui peut être raisonnablement attribuée au sous-produit et, comme il a été dit ci-dessus, on a établi que le prix au consommateur de l'électricité provenant des premières centrales nucléaires construites ne dépassait pas 0,6 penny par kilowattheure; la réduction des frais d'investissement et des dépenses de combustible devrait abaisser progressivement ce prix.

Comme on l'a déjà signalé, c'est sur la construction de piles du type à ralentisseur au graphite et à refroidissement par gaz que sont basées les premières étapes du programme britannique pour le développement de l'énergie industrielle.

Le programme débute avec la construction de deux centrales nucléaires à ralentisseur au graphite et à réfrigérant gazeux comportant chacune deux piles; cette construction commencera vers le milieu de 1957 et la mise en exploitation est prévue pour 1960-1961. La construction de deux autres centrales commencerait 18 mois plus tard environ. Les piles seraient d'un type similaire à celui des premières centrales, mais leurs caractéristiques seraient améliorées, particulièrement en ce qui concerne la puissance thermique. La production électrique totale de ces quatre centrales, qui devront être en pleine production vers 1963, serait comprise entre 400 et 800 MW. Vers 1960 commencerait la construction de quatre autres centrales, suivies encore de quatre autres 18 mois plus tard, et, quand elles seront toutes en fonctionnement, vers 1965, les huit centrales de ce groupe représenteront une puissance dépassant largement 1 000 MW. Les quatre premières centrales de ce groupe pourront être du type amélioré à ralentisseur au graphite et refroidissement par gaz, tandis que les quatre dernières pourront être du type à refroidissement par liquide, qui pourra alors avoir été suffisamment perfectionné pour devenir économiquement satisfaisant. Les nouvelles centrales exigeront des frais d'investissement plus élevés, mais des frais de fonctionnement inférieurs à ceux des centrales classiques, et elles seront exploitées comme centrales de base avec un facteur d'utilisation élevé, pouvant probablement atteindre environ 80 pour cent.

On peut supposer à juste titre que les piles vont avoir un rendement calorifique spécifique de plus en plus élevé selon le type de combustible utilisé. Si l'on essaie d'en dresser l'échelle, nous avons tout en bas de celle-ci la pile à ralentisseur en graphite et à réfrigérant gazeux dont nous avons parlé. C'est essentiellement une pile lourde, fixée à son lieu d'implantation, ayant une puissance spécifique faible, mais économique parce qu'elle n'exige pas de matériaux de construction coûteux ou qu'il soit nécessaire d'importer. Elle peut, semble-t-il, être comparée à la machine à vapeur alternative à faible vitesse, sur laquelle on peut compter et dont la conception est devenue presque classique.

A l'autre extrémité de notre gamme de piles, nous avons la pile à fission rapide, de rendement beaucoup plus élevé et qui nécessite des matériaux de construction rares et coûteux. Des rendements élevés sont nécessaires afin de rendre cette pile rentable, la matière fissile qu'elle utilise comme combustible étant extrêmement onéreuse. On peut la comparer à la turbine à gaz.

Entre ces deux extrêmes, il existe quantité de variantes qui utilisent des neutrons rapides, des neutrons intermédiaires ou des neutrons thermiques, qui emploient comme ralentisseurs l'eau ordinaire, l'eau lourde, le béryllium ou le graphite, ou encore qui ne comportent pas de ralentisseur et utilisent comme agents de refroidissement des gaz, de l'eau, des hydrocarbures, ou des métaux liquides selon toutes les combinaisons imaginables.

Parmi ces piles, quelle sera la plus rentable? Aucun pronostic valable ne peut encore être fait. En Grande-Bretagne, nous nous attaquons aux deux extrémités de l'échelle. Nous réalisons, à Calder Hall, la pile à ralentisseur en graphite et à réfrigérant gazeux qui produira bientôt de l'énergie en quantité industrielle, et nous construirons la pile à neutrons rapides à Dounreay. Entre ces deux extrêmes, nous appliquons nos ressources aux cas intermédiaires qui surgissent de temps à autre en donnant les plus grands espoirs.

La mise au point de piles de rendement élevé est indispensable, parce que de telles piles sont nécessaires pour brûler le plutonium, sous-produit des piles de rendement usuel qui sont construites au premier stade de notre programme industriel. Ce serait, toutefois, une grave erreur de supposer que les piles du type à ralentisseur en graphite et refroidissement au gaz, de conception classique, n'ont qu'un avenir limité. Tout en évoluant, la machine à vapeur alternative a subsisté pendant près de 200 ans et n'a cessé d'être considérée comme le meilleur moteur du point de vue économique. Par ses qualités de simplicité et de sécurité de fonctionnement, la pile refroidie au gaz peut prendre une place similaire dans l'histoire de l'énergie nucléaire.

Étude technique d'un prototype de centrale nucléaire à neutrons rapides (EBR 2)

par A. H. Barnes *, L. J. Koch *, H. O. Monson * et F. A. Smith *

La pile expérimentale autogénératrice n° 2 d'Argonne National Laboratory (EBR 2) est l'un des cinq prototypes de centrale nucléaire industrielle retenus par la Commission américaine de l'énergie atomique en vue de leur mise au point et de leur construction. EBR 2 est une pile alimentée en plutonium, sans ralentisseur, avec refroidissement au sodium, d'une puissance calorifique de 60 000 kW. L'installation se compose de la pile avec son système d'élimination de la chaleur, de la centrale électrique à vapeur et d'une installation pour un nouveau traitement intégral du combustible. Les travaux en sont au stade de l'étude technique du projet en vue de son élaboration définitive. La construction proprement dite devrait débuter en 1956, et la mise en service devrait avoir lieu en 1958.

En construisant EBR 2, on s'est proposé avant tout de démontrer qu'il est possible, du point de vue technique, de mettre sur pied une génératrice nucléaire à neutrons rapides, capable de rivaliser, sur le plan économique, avec les sources d'énergie actuellement utilisées (aux États-Unis). Il n'est pas nécessaire qu'EBR 2 elle-même produise de l'électricité à un prix de revient marchand (et on ne s'attend pas à ce qu'elle puisse le faire), mais elle doit permettre de prouver la possibilité technique d'utiliser un type de pile qui, réalisé à l'échelle d'une centrale électrique, soit capable d'affronter la concurrence économique.

L'analyse économique (présentée plus loin) du prix de revient de l'énergie produite par une grande centrale nucléaire à neutrons rapides met en évidence les caractéristiques dont il est nécessaire ou souhaitable de tenir compte à cet égard. Du point de vue technique, celles qui présentent le plus d'importance sont : le rendement de la pile, le coût de l'installation, les frais afférents à l'emploi du combustible (traitement et fabrication). Le projet de EBR 2 a été établi en tenant compte de ces divers facteurs.

Bien que la puissance de EBR 2 ne soit pas d'un ordre de grandeur comparable à celle d'une véritable centrale, on s'est efforcé de ne faire intervenir dans sa construction que des éléments non susceptibles de modifications importantes lors de la transposition du projet à l'échelle industrielle.

Original : anglais.

* Argonne National Laboratory.

PLAN GÉNÉRAL DE L'INSTALLATION

La figure 1 donne une vue d'ensemble de l'installation EBR 2. Celle-ci comporte quatre systèmes principaux que l'on peut définir comme suit :

1. Installation primaire : pile et circuit primaire de refroidissement au sodium;

2. Installation secondaire : circuit intermédiaire d'échange de chaleur au sodium;

3. Générateur de vapeur : la centrale électrique proprement dite;

4. Installation de traitement du combustible : aménagements pour récupération et fabrication du combustible.

L'installation primaire est contenue dans une enceinte unique (qui sera désignée sous le nom d' « enceinte primaire »). Tous les éléments constitutifs de cette installation — pile, pompes et tuyauteries primaires à sodium, échangeur de chaleur, dispositifs de transport et de stockage du combustible — y sont immergés dans du sodium, comme l'indique la figure 2.

La pile est formée d'un cœur enrichi, en alliage uranium-plutonium, ayant approximativement la forme d'un cylindre creux entièrement entouré d'une couche de récupération en uranium. La densité moyenne de puissance du cœur est d'environ 1 000 kW/l et son flux calorifique est d'environ 1×10^6 Btu/pied carré/heure ($1 \times 10^6 \times 2{,}7$ kcal/m²/h). La nécessité d'assurer le refroidissement de la pile non seulement pendant la marche, mais également après l'arrêt, pose un problème critique. Aussi a-t-on accordé la plus grande attention au circuit primaire de refroidissement.

Le combustible et les matériaux qui composent la couche de récupération sont contenus dans des cartouches à section hexagonale, disposées verticalement et aussi rapprochées les unes des autres que possible. Le réfrigérant entre par le fond de chaque cartouche, circule de bas en haut à

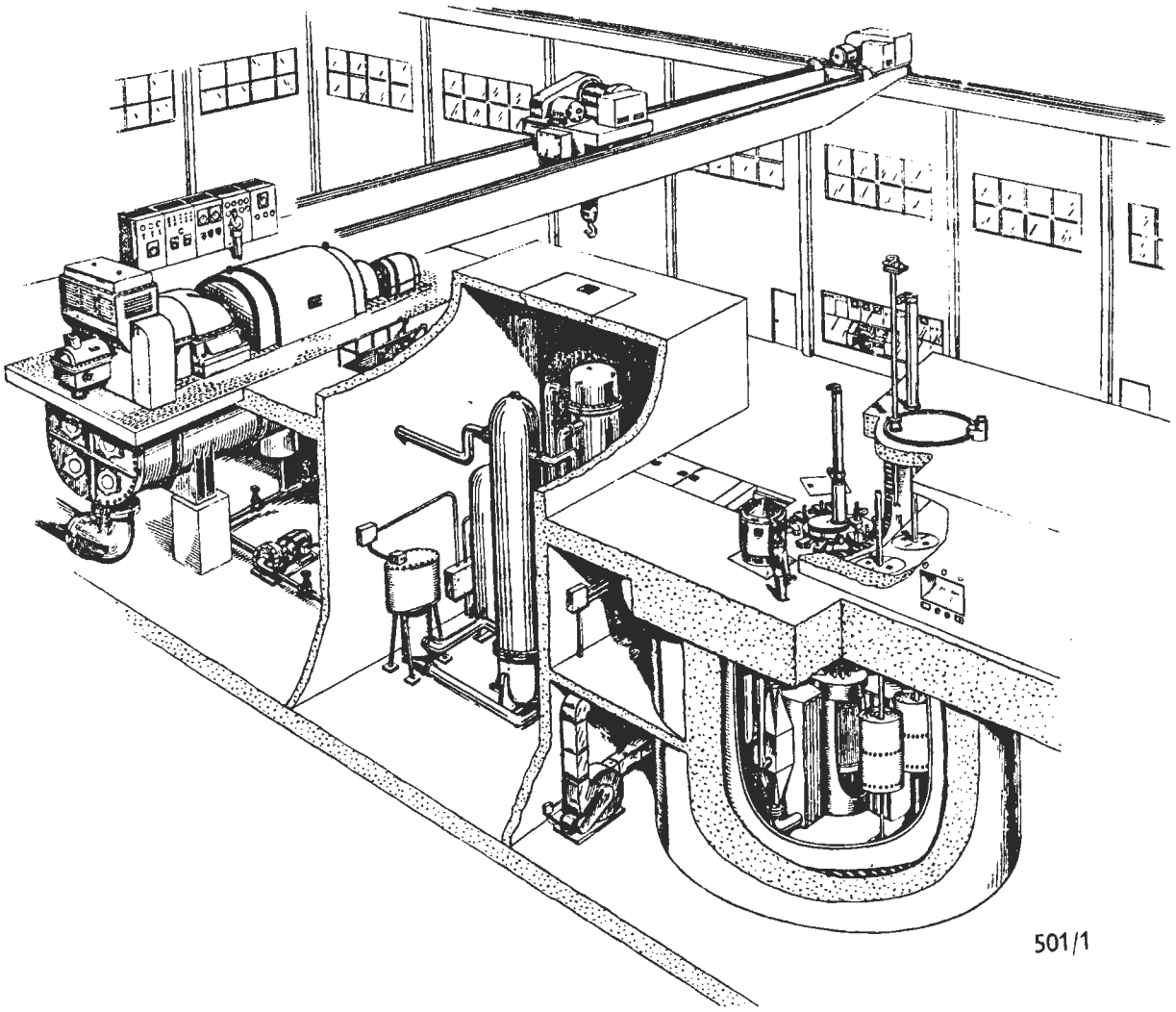


Figure 1. — La centrale EBR 2.

travers chacune d'elles et sort de la pile en traversant l'échangeur de chaleur intermédiaire.

Lors du chargement et du déchargement de la pile, les cartouches sont complètement immergées dans le sodium. En ce qui concerne le déchargement, les conditions exigées pour le refroidissement du combustible lors de l'arrêt de la pile rendent, du reste, cette façon de procéder indispensable. Les cartouches sont placées dans des châssis de stockage immergés où le combustible achève de se refroidir par convection naturelle du sodium.

La chaleur est transmise de l'échangeur de chaleur au générateur de vapeur par le circuit secondaire à sodium, lequel n'est pas radioactif et sert à isoler du générateur de vapeur le sodium radioactif contenu dans le circuit primaire, en même temps qu'à protéger la pile contre l'effet de ralentissement de l'eau. Dans ce circuit, on utilise une tuyauterie et des dispositifs de pompage classiques; on peut y accéder pour l'exécution des travaux courants d'entretien.

Le générateur de vapeur est un échangeur de chaleur sodium-vapeur d'eau. De la vapeur à 850 °F (454 °C) et 1 250 livres par pouce carré (87 kg/cm²) est fournie à un groupe turbo-alternateur classique, d'une puissance de 20 000 kW.

Pour que l'on puisse déterminer le coût et la possibilité pratique d'un emploi du combustible qui convienne particulièrement aux besoins d'une génératrice nucléaire à neutrons rapides, la centrale comporte des aménagements complets de fabrication des cartouches et de traitement du combustible. On a cherché à abaisser le coût de la rénovation du combustible et à réduire la durée de son refroidissement et, par là même, la quantité totale de combustible utilisé dans la centrale. On a fait choix, pour la récupération du combustible de EBR 2, d'un procédé de séparation directe des métaux, qui semble propre à satisfaire à la fois à ces deux conditions.

DESCRIPTION DE LA PILE

L'ensemble de la pile est composé de la pile proprement dite (de forme à peu près cylindrique), de

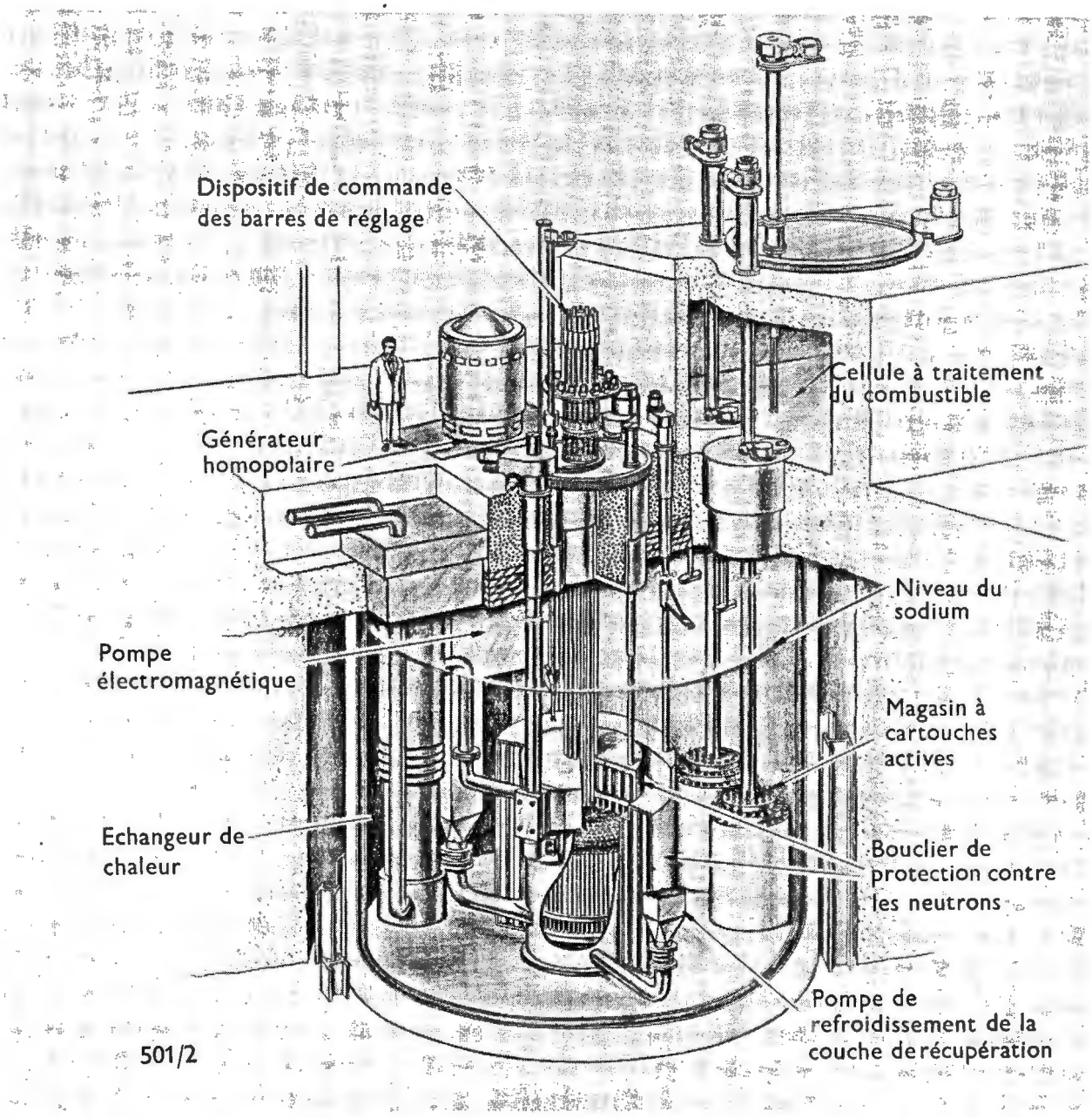


Figure 2. — Circuit primaire de EBR 2.

a cuve qui la contient, et du bouclier de protection contre les neutrons qui l'entoure. Le diamètre hors-tout et la hauteur sont respectivement de 10 et de 13 pieds (3 et 3,9 mètres) environ. La figure 3 représente schématiquement une section horizontale passant par le centre de l'ensemble et la figure 4 en donne une coupe verticale.

PILE PROPREMENT DITE

Comme le montre la figure 3, la pile est divisée en quatre parties principales : le cœur, les couches de récupération centrale, interne et externe. Chaque partie se compose d'un certain nombre de cartouches, ayant la forme de prismes droits hexagonaux, contenant les unes les substances actives, les autres les matières fertiles. Toutes ces cartouches ont des dimensions identiques. Elles sont réparties comme suit :

Récupération fertile centrale .	7
Cœur	42
Réglage	12
Zone de récupération interne .	66
Zone de récupération externe .	510
TOTAL	637

On trouvera plus loin la description du montage des cartouches et leur composition.

Les raisons pour lesquelles on a donné au cœur une forme annulaire, avec un axe d'uranium fertile,

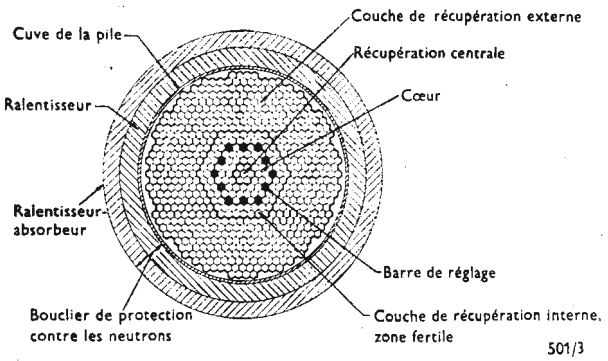


Figure 3. — Coupe schématique horizontale du milieu actif de la pile EBR 2.

sont les suivantes : la distribution radiale du flux de neutrons et la production de chaleur se trouvent « aplaties » à l'intérieur du cœur; il est possible d'agrandir le cœur à des fins expérimentales, en remplaçant les cartouches fertiles de la récupération centrale par des cartouches actives; on peut placer les dispositifs expérimentaux utilisant l'irradiation d'intenses flux de neutrons. On a des raisons de penser que l'emploi d'une récupération centrale présente encore d'autres avantages moins directs.

Quant à la couche de récupération annulaire entourant le cœur, on l'a subdivisée en deux zones distinctes, l'une interne et l'autre externe, à cause de la répartition inégale de l'énergie produite dans cette région de la pile, et afin de chercher à réaliser en tout point la plus grande concentration possible en matière fertile (uranium). Dans la zone située au voisinage immédiat du cœur, la concentration admissible en uranium fertile doit être relativement faible, car la densité de puissance est grande et le refroidissement difficile à assurer. Au contraire, dans la région voisine de la périphérie externe, la

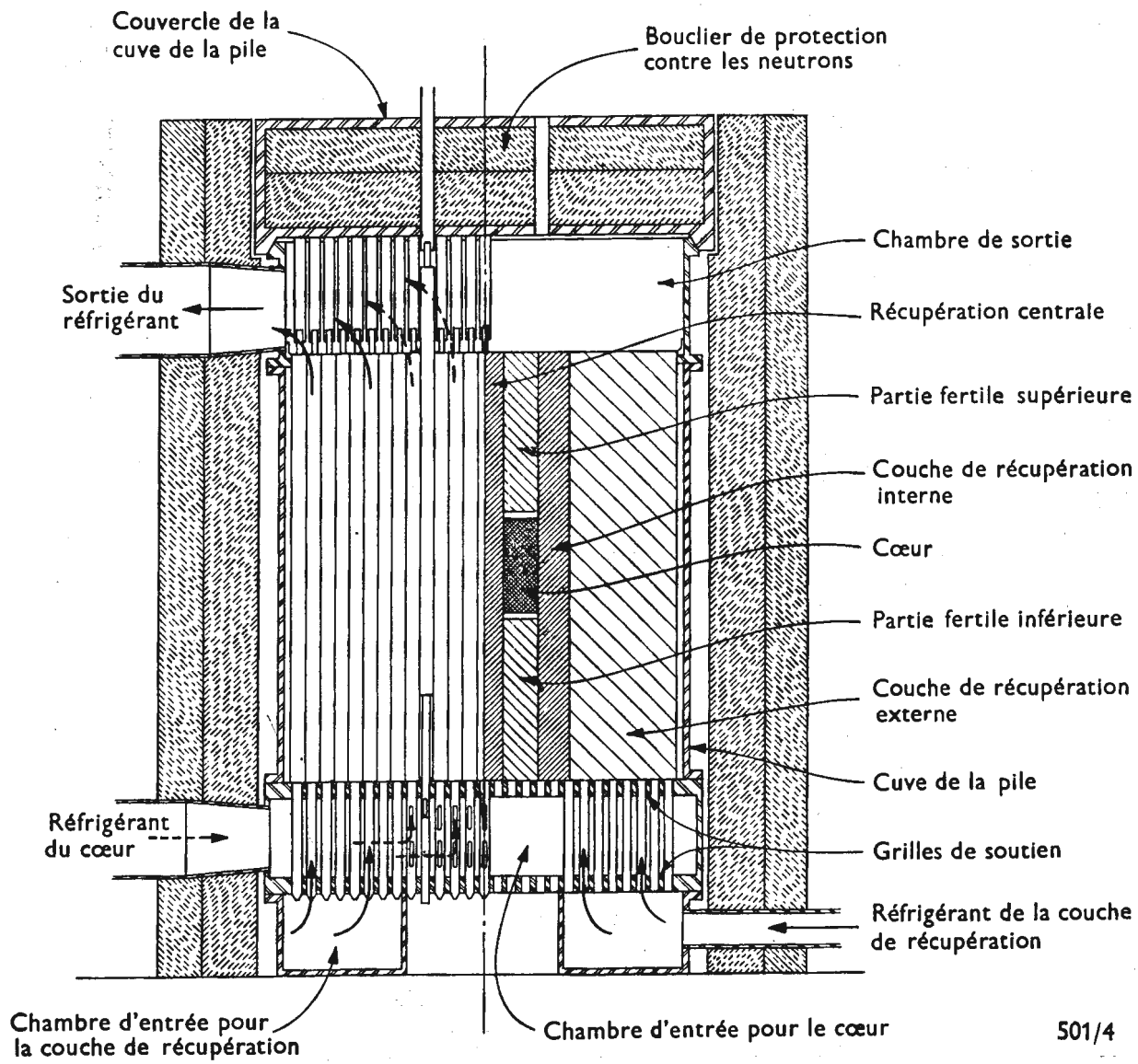


Figure 4. — Coupe schématique verticale du cœur de la pile EBR 2.

concentration en uranium fertile peut être élevée, car la densité de puissance est faible et le refroidissement peut être assuré plus faiblement. Cette division de la couche de récupération en deux parties ayant des concentrations d'uranium différentes est un compromis entre la solution idéale, qui consisterait à subdiviser la couche de récupération à l'infini, et celle qui consiste à n'en avoir qu'une seule à concentration constante.

Les densités de puissance dans la récupération centrale et dans la couche interne étant du même ordre de grandeur, les cartouches utilisées dans ces deux zones sont identiques (du double point de vue de la composition et de la construction).

On a utilisé, pour toute la pile, des cartouches de mêmes dimensions pour les raisons suivantes : on obtient ainsi le maximum de souplesse dans la configuration de la pile; le volume inutilisé se trouve réduit; et l'on peut simplifier le dispositif de manutention des cartouches ainsi que le bâti d'assemblage contenu dans la cuve.

Le tableau 1 donne la composition approximative (pourcentage en volume) de chaque type de cartouche. L'alliage combustible utilisé est un alliage d'uranium et de plutonium. La matière fertile est de l'uranium stabilisé.

Chaque cartouche est constituée par une boîte ayant la forme d'un prisme hexagonal dans laquelle sont fixés un certain nombre d'organes actifs

Tableau I

Composition des cartouches (pourcentage en volume)

Type de cartouche	Partie de cartouche envisagée	Alliage combustible	Uranium	Acier inoxydable	Sodium
Cœur	Récupération supérieure	0	30	15	55
	Partie active	30	0	15	55
	Récupération inférieure	0	30	15	55
Récupération centrale	Entière	0	55	15	30
Couche de récupération interne	Entière	0	55	15	30
Couche de récupération externe	Entière	0	80	10	10
Réglage	Partie active	20	0	20	60

(ou fertiles) dont la forme et les dimensions correspondent à ce type de cartouche. L'extrémité supérieure de chacune d'elles est munie d'une pièce qui s'adapte au dispositif de préhension utilisé pour charger et décharger la pile. A l'extrémité inférieure, par laquelle entre le réfrigérant, une « rallonge » permet de maintenir la cartouche dans la position verticale lorsqu'elle est insérée dans la grille de soutien située dans la cuve. On trouvera plus loin une description sommaire de la disposition des organes actifs ou fertiles dans chacun des types de cartouche.

Les cartouches actives (fig. 5) se composent de trois parties : la récupération supérieure, la partie active et la récupération inférieure. La partie active comprend 91 barres cylindriques de combustible, disposées selon un réseau triangulaire dont la maille est réglée par une nervure en hélice courant sur la surface externe de chaque cylindre. Ces barres sont fixées par leurs extrémités à des grilles de soutien fixées elles-mêmes à l'intérieur de la boîte hexagonale de la cartouche. Elles sont du type « aiguille » : cylindre circulaire droit en alliage combustible chemisé d'un tube d'acier inoxydable à parois minces. Le réfrigérant coule le long de la surface de la barre.

Les récupérations supérieure et inférieure de ces cartouches sont réalisées de la même façon. Elles contiennent chacune 19 barres fertiles, du type « aiguille », espacées et fixées sensiblement de la même manière que les barres de la partie active. Le diamètre et la longueur de ces « aiguilles » sont évidemment plus grands que ceux des « aiguilles » actives, et elles sont en uranium au lieu d'être en alliage combustible.

La figure 6 reproduit une photographie d'une cartouche active.

Les cartouches de la récupération fertile centrale (et de la couche de récupération interne) (fig. 7) se composent de trois parties identiques. Chacune d'elles contient 19 barres fertiles du type « aiguille », espacées et fixées de la même façon que dans l'une des « récupérations » de la cartouche active.

Les cartouches de la couche de récupération externe (fig. 8) sont du type « radiateur » et se composent de 6 prismes triangulaires droits. Sept tubes, dans lesquels s'écoule le réfrigérant, traversent l'uranium et sont sertis dans des pièces à chaque extrémité de la cartouche.

La barre de réglage (fig. 9) est constituée par une cartouche active, modifiée, se déplaçant dans un fourreau-guide, à section hexagonale, dont les dimensions extérieures sont les mêmes que celles des autres cartouches. La barre de réglage est divisée en quatre parties : partie supérieure fertile,

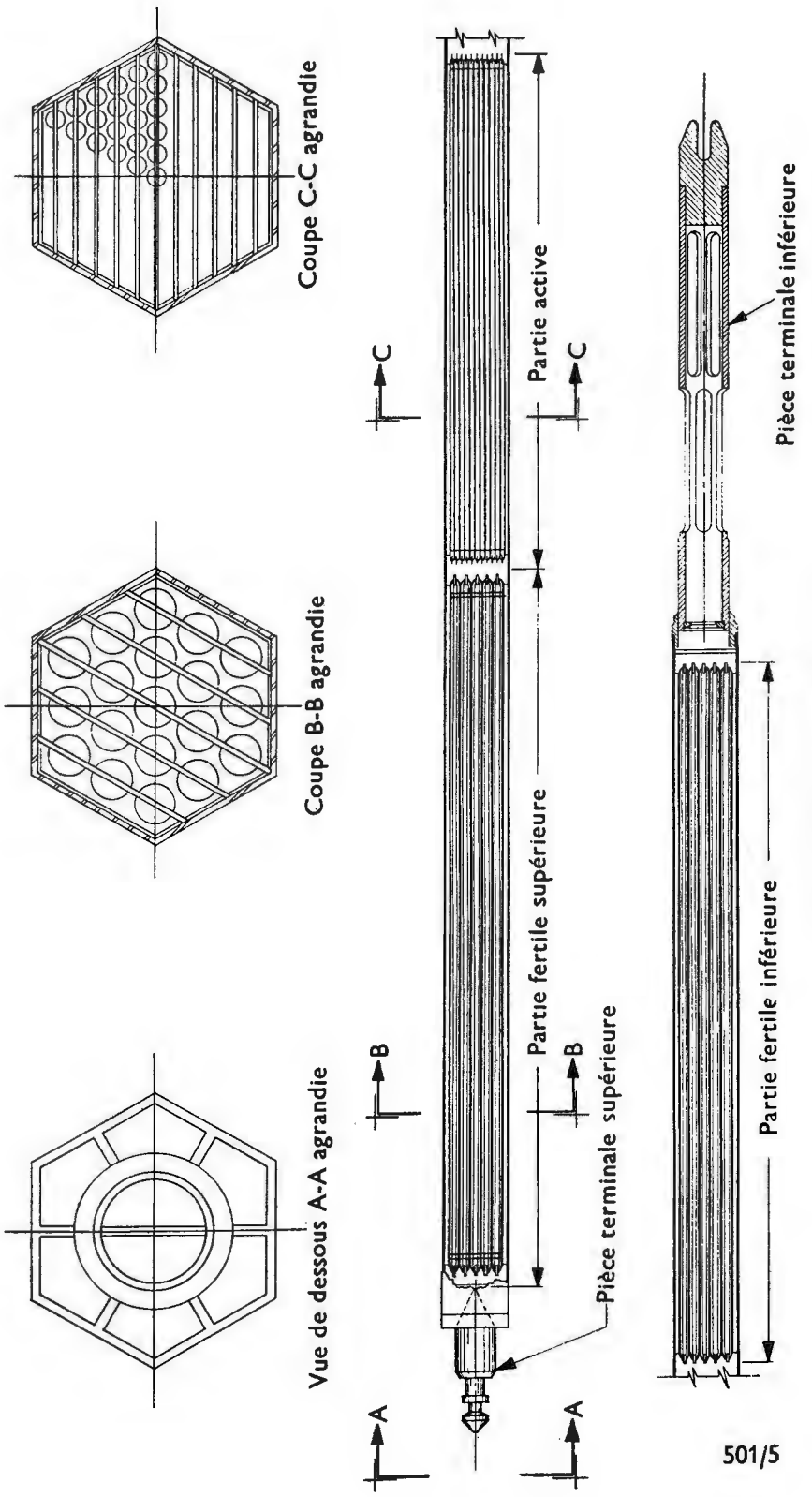


Figure 5. — Cartouche active.

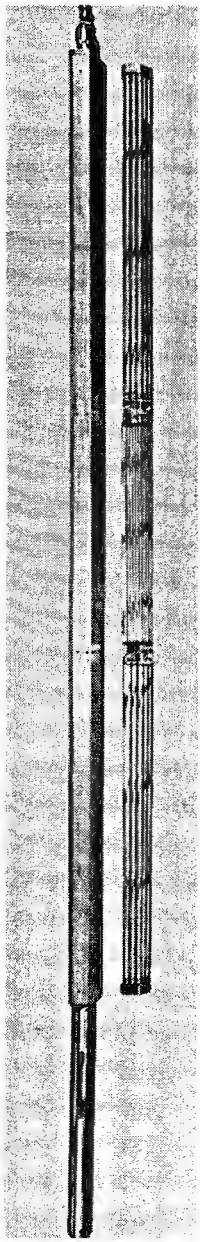


Figure 6. — Photographie d'une cartouche active.

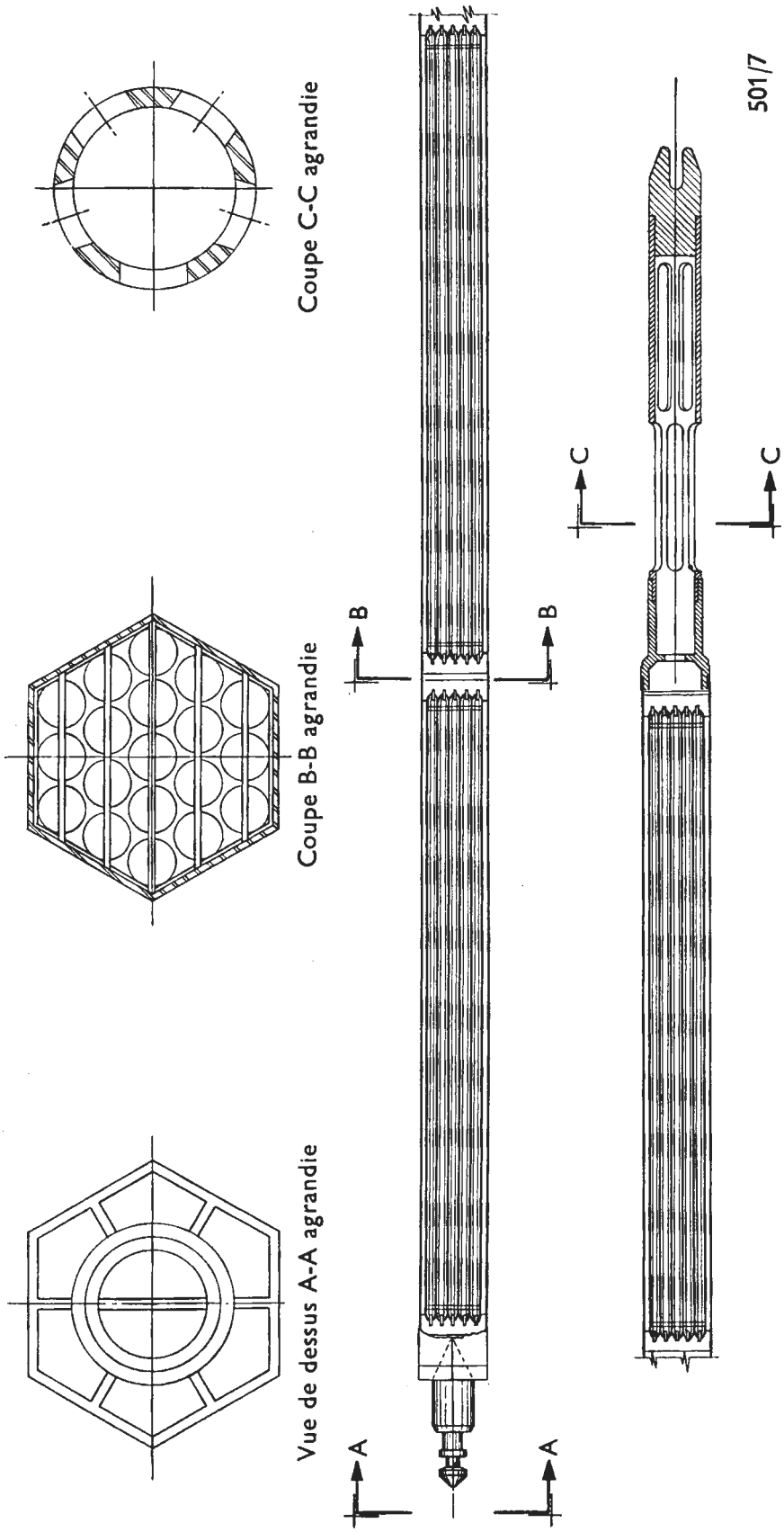


Figure 7. — Cartouche pour la récupération centrale et pour la couche interne de récupération.

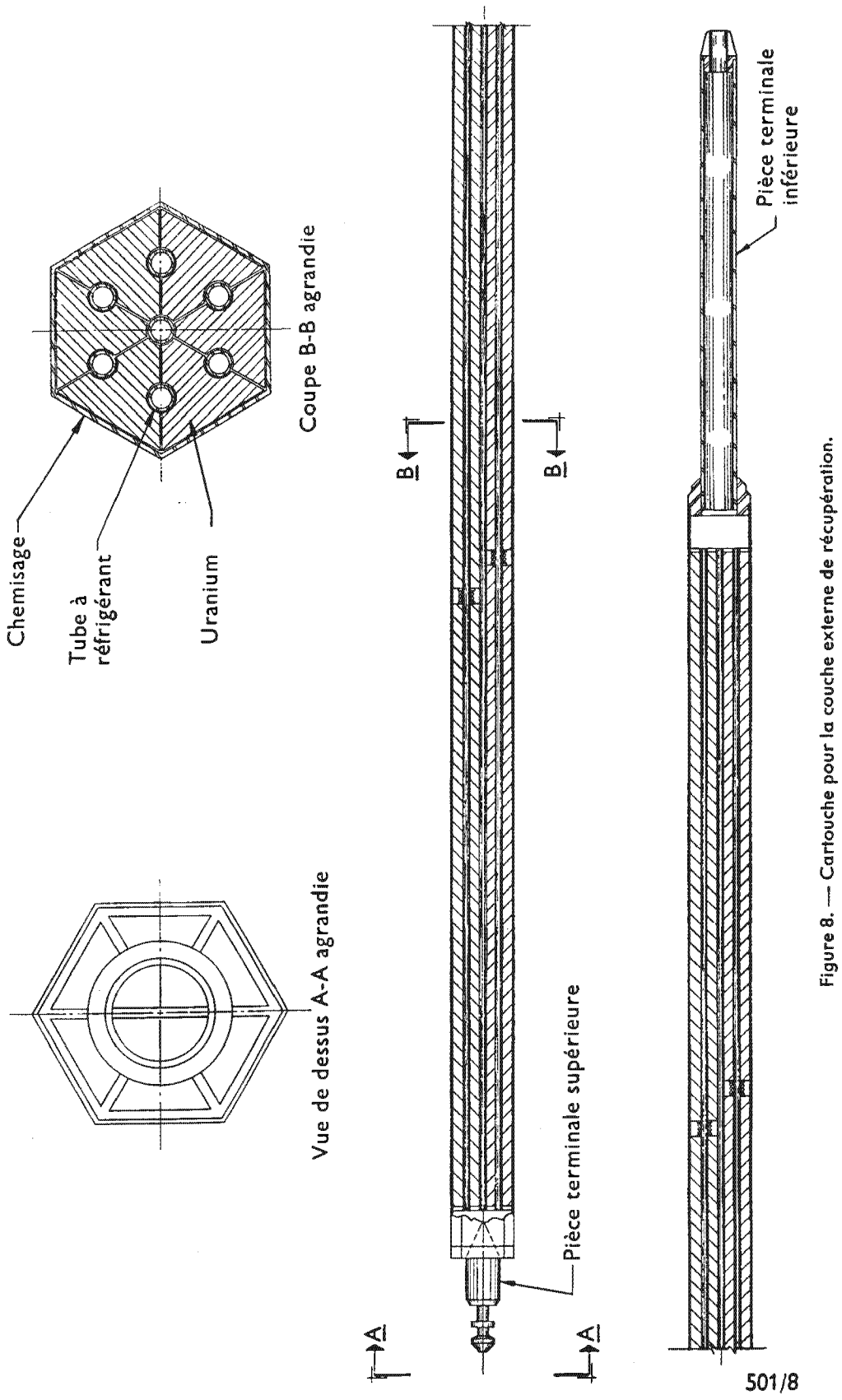


Figure 8. — Cartouche pour la couche externe de récupération.

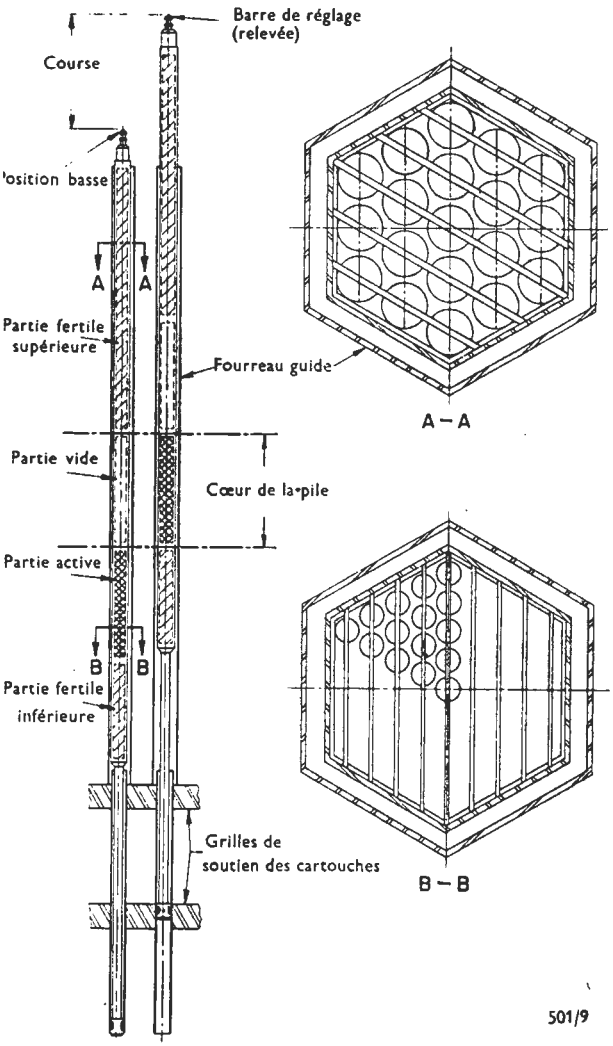


Figure 9. — Barre de réglage.

vide (sodium), partie active et partie inférieure fertile. Les éléments constitutifs des couches de récupérations supérieure et inférieure sont faits comme ceux des parties correspondantes des cartouches actives, à ceci près que la longueur de la « récupération » inférieure y est, ici, un peu réduite, et que, dans les deux parties fertiles, la maille du réseau y est moins grande. La partie active est identique à celle d'une cartouche active, à ceci près que la rangée externe des barres est, ici, supprimée, ce qui en réduit le nombre à 61. Le réglage s'effectue en déplaçant la partie active de la cartouche vers l'intérieur ou l'extérieur du cœur (ce qui a pour effet de remplacer la partie vide par la partie active, et vice versa).

Cuve de la pile

Comme le montre la figure 4, la pile est placée dans une cuve qui met en place et soutient les cartouches et qui dirige le courant réfrigérant de sodium. Un couvercle mobile, placé à la partie supérieure de la cuve, permet d'avoir accès à la pile. Douze trous verticaux pratiqués dans ce couvercle livrent passage aux mécanismes des barres de réglage permettant de manœuvrer celles-ci pendant la marche de la pile.

La position de chaque cartouche est déterminée, et chacune d'elle est soutenue, à son extrémité inférieure, par une grille qui fait corps avec la chambre d'admission du réfrigérant. A l'extrémité supérieure, la position de chaque cartouche est déterminée très exactement par un guide tubulaire, qui fait saillie sur la base du couvercle et se place sur l'extrémité supérieure de la cartouche lorsque le couvercle est refermé en position de marche.

Le courant de réfrigérant traverse la pile en se dirigeant vers le haut. La répartition du liquide est assurée par l'orifice de chaque cartouche, des orifices identiques étant utilisés pour les cartouches d'une même rangée (sauf dans le cas particulier des barres de réglage). La gamme des débits nécessaires étant très étendue, on utilise parallèlement deux circuits, dotés chacun de sa propre pompe. L'un d'eux dessert les cartouches de la couche de récupération centrale du cœur et les barres de réglage, ainsi que la première rangée de cartouches de la zone fertile interne. L'autre circuit dessert la seconde rangée de la couche de récupération interne et toutes les rangées de la couche de récupération externe. Chaque circuit possède sa chambre d'admission, mais la chambre de sortie est commune. La chute de pression entre les chambres d'entrée et de sortie du circuit qui dessert le cœur (que nous dénommerons circuit à haute pression) est inférieure à 75 livres par pouce carré (5,25 kg/cm^2); pour l'autre circuit (circuit à basse pression), elle est inférieure à 10 livres par pouce carré (0,7 kg/cm^2). Du fait que la première rangée de cartouches de la couche de récupération interne est desservie par le circuit à haute pression, il est possible d'agrandir le cœur ou d'en modifier la forme, en introduisant dans cette rangée des cartouches actives. On peut procéder de même pour la couche de récupération centrale. La figure 4 montre le trajet des courants de réfrigérant et la disposition des chambres d'admission et de sortie. Le débit approximatif du réfrigérant et sa température moyenne s'élèvent respectivement à environ 11 000 gallons par minute (41,5 m^3/mn) et 130 °F (54 °C).

Bouclier de protection contre les neutrons

Un bouclier de protection contre les neutrons entoure le réservoir de la pile, comme on le voit à la figure 4. Ce bouclier est destiné avant tout à protéger les parties situées à l'extérieur de la cuve contre une activation excessive et permet ainsi de les réparer et de les entretenir (une fois qu'elles ont été retirées de la cuve) dans des conditions où la valeur de la radioactivité est tolérable. La cuve est munie à l'extérieur d'un bouclier contre les rayons gamma et d'un autre contre les neutrons, pour tenir compte des exigences de sécurité biologiques. Le bouclier latéral et le bouclier supérieur

contiennent tous deux à la fois ralentisseur et absorbant de neutrons. Les matériaux de protection sont contenus dans des récipients d'acier inoxydable, disposés de façon à laisser s'écouler entre eux le sodium réfrigérant. Dans le bouclier latéral, le refroidissement est assuré par du sodium s'écoulant du réservoir du circuit primaire par convection naturelle. Le refroidissement du bouclier supérieur est assuré par un courant de sodium qui a traversé la pile et provient, par une dérivation, de la chambre de sortie.

Circuit primaire de refroidissement

Font partie du circuit primaire de refroidissement: la pile, l'échangeur de chaleur intermédiaire et les pompes de circulation. Les éléments du circuit primaire forment un ensemble compact dans la cuve où ils sont entièrement immergés dans du sodium liquide, ce qui constitue une caractéristique importante de ce circuit. Ce dispositif d'immersion a été adopté pour les raisons suivantes :

1. L'importance du volume global de sodium contribue notablement à la sécurité et à l'étanchéité du circuit primaire de refroidissement. Celui-ci baignant tout entier dans le réfrigérant [jusqu'à environ 10 pieds (3,04 m) au-dessus du sommet de la pile], il est pratiquement impossible que le réfrigérant ayant passé dans la pile s'échappe. En outre, un tel dispositif convient parfaitement au refroidissement par convection naturelle, ce qui assure un refroidissement de sécurité au cas où la convection forcée viendrait à faire défaut.

2. L'importance du volume global de sodium augmente aussi l'inertie thermique du circuit primaire, de sorte que des variations rapides de charge n'entraînent pas des variations de température du réfrigérant à son entrée dans la pile. La grande capacité calorifique du système, s'ajoutant à la convection naturelle, permet aussi d'assurer le refroidissement intégral de secours, au cas où une panne du système d'extraction de la chaleur (circuit sodium secondaire) aurait lieu en même temps qu'un arrêt de la convection forcée. Cet arrêt pourrait se produire lors d'une panne générale; le sodium ne s'échaufferait alors que très lentement, ce qui laisserait le temps de mettre en train un refroidissement de secours.

3. EBR 2 étant un prototype destiné à expérimenter les modes de fonctionnement qu'il faudra employer dans une centrale électronucléaire, il faut que le remplacement du combustible puisse s'y effectuer rapidement. Peu après l'arrêt de la pile, la production de chaleur dans le combustible reste grande et l'on doit disposer d'un moyen sûr de refroidissement qui est obtenu en défournant et en transférant les cartouches actives, tout en les laissant immergées dans le sodium. Ce dernier les refroidit par convection naturelle et le défournement peut commencer sitôt après l'arrêt. Les cartouches actives sont transportées dans un magasin situé dans la cuve primaire où elles continuent à se refroidir par convection naturelle du sodium jusqu'à ce qu'on puisse les en retirer pour les traiter.

4. Le dispositif choisi assure une étanchéité absolue à l'égard du sodium radioactif. Le circuit radioactif entier est contenu dans la cuve primaire. On peut obtenir un très haut degré d'étanchéité dans cette dernière, vu sa construction relativement simple et le fait qu'elle ne présente aucune connection externe au-dessous du niveau du sodium liquide. Comme le montre la figure 2, la cuve est à double paroi, autre protection en cas d'avarie.

5. Il n'est pas indispensable que la tuyauterie primaire à sodium soit strictement étanche. Des fuites légères sont tolérables puisqu'elles se produisent à l'intérieur. En fait, il se produit quelques fuites dans la tuyauterie, aux niveaux des joints entre les pompes et la pile et entre la pile et l'échangeur de chaleur. On utilise des joints à bague afin de pouvoir retirer les pompes et l'échangeur de chaleur sans avoir à couper ou à démonter une tuyauterie étanche.

6. Toute la partie radioactive de l'installation étant contenue dans la cuve primaire, seule cette dernière exige un bouclier. On n'a donc pas besoin d'avoir des cellules de protection blindées pour l'équipement ni de tuyauteries protégées.

7. Le chauffage auxiliaire du circuit primaire à sodium (nécessaire pour éviter la solidification) est simplifié, le système étant chauffé en bloc. Les différents éléments, tuyauteries, etc., sont immergés dans un bain de sodium et le système entier est à la même température.

Le réfrigérant est pompé directement de la masse du sodium contenu dans la cuve primaire et envoyé dans les deux chambres d'admission de la pile. Après s'être écoulé vers le haut à travers la pile jusqu'à la chambre de sortie commune, il traverse l'échangeur de chaleur intermédiaire et retourne à la cuve primaire. Le courant qui traverse la pile est mesuré par des débitmètres électromagnétiques munis de chemises isolantes afin qu'ils puissent fonctionner quand ils sont immergés dans le liquide.

Dans ce projet, la pompe doit être située à l'intérieur du réservoir primaire et elle doit pouvoir fonctionner dans le sodium sans autre refroidissement auxilaire que celui qui est dû au passage du liquide. On utilise une pompe électromagnétique à courant continu, d'une puissance suffisante pour assurer la circulation dans le circuit principal de refroidissement. La pompe représentée à la figure 10 a une capacité de 10 000 gallons par minute (37,8 m^3/mn) sous une pression de refoulement de 75 livres par pouce carré (5,25 kg/cm^2). Le conduit de la pompe a une section de 6 pouces sur 18 (15 cm sur 45 cm) et le liquide s'y écoule avec une vitesse de 31 pieds par seconde (9,3 m/s). Le courant, d'environ 250 000 ampères, nécessaire pour actionner la pompe, est fourni par un générateur homopolaire situé près du sommet du bouclier supérieur de la cuve primaire. La nécessité

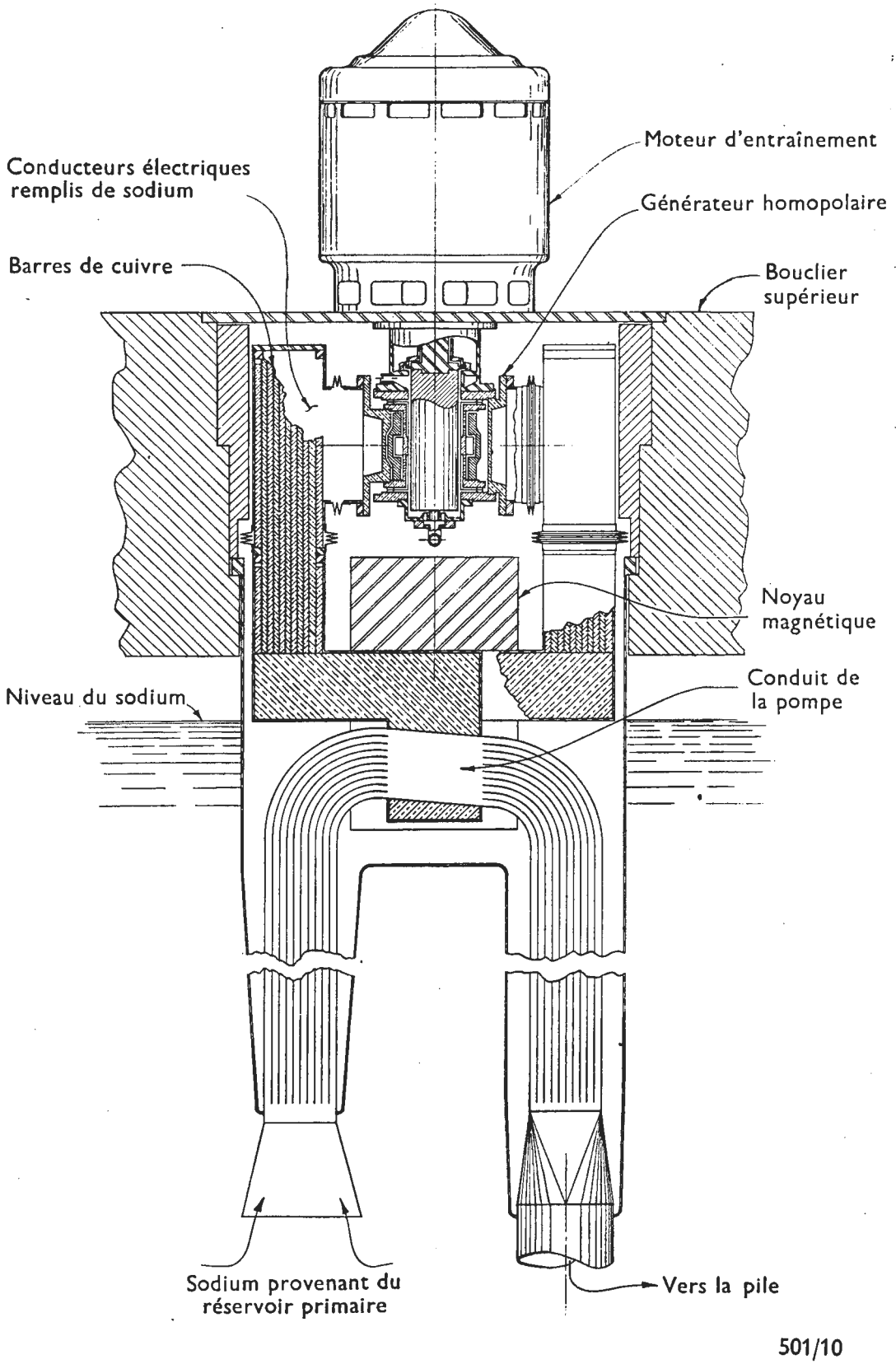


Figure 10. — Pompe électromagnétique et génératrice homopolaire du système primaire.

d'avoir une telle intensité de courant oblige à placer la pompe et le générateur aussi près que possible l'un de l'autre. En conséquence, la pompe est placée immédiatement au-dessous du générateur, près de la surface du sodium dans la cuve primaire. Le courant produit par le générateur traverse le bouclier, du haut vers le bas, dans des conduits remplis de sodium et fixés au carter de la pompe. Les conduits sont partiellement remplis de barres de cuivre, afin d'assurer une protection suffisante contre les rayons gamma. La pompe, le générateur et le moteur d'entraînement sont montés de façon à pouvoir être retirés séparément au cas où un entretien s'avérerait nécessaire. Afin d'éviter l'introduction de liquide contenant du gaz entraîné, l'entrée de la pompe est située très au-dessous du niveau du sodium dans le réservoir primaire.

L'échangeur de chaleur reçoit le sodium à haute température à la sortie de la pile et il l'envoie directement dans le réservoir primaire principal. L'échangeur de chaleur est un appareil à contre-courant, à « tube et coque » à simple passage, où la chaleur est transférée du sodium au sodium. Le débit primaire est de $5{,}2 \times 10^6$ livres ($2{,}36 \times 10^6$ kg) de sodium par heure, pour une température d'entrée dans l'échangeur de 900 °F (482 °C) et une température de sortie de 770 °F (410 °C), sous une chute de pression de 5 livres par pouce carré (0,35 kg/cm²). Le débit secondaire est de $2{,}2 \times 10^6$ livres (10^6 kg) de sodium par heure, à une température d'entrée de 580 °F (305 °C), et une température de sortie de 880 °F (470 °C), également sous une chute de pression de 5 livres par pouce carré (0,35 kg/cm²).

Le sodium peut être vidangé du réservoir principal et transféré dans des réservoirs de dépôt. Le transfert s'effectue par pompage plutôt que par gravité, afin de diminuer le risque de pertes accidentelles de réfrigérant primaire.

Des dispositions sont prises pour assurer la purification du circuit de sodium dont l'oxyde est retiré par passage à travers un filtre à « piège froid » par une canalisation de dérivation. On mesure la concentration en oxyde à l'aide d'indicateurs à plongeur, ainsi que par l'analyse d'échantillons prélevés dans le circuit.

MÉCANISMES DE MANUTENTION DES CARTOUCHES ET MÉCANISMES DE COMMANDE DES BARRES DE RÉGLAGE

Lors des opérations d'enfournement et de défournement du combustible, il faut retirer et transporter les cartouches actives peu après l'arrêt de la pile. Afin d'assurer un refroidissement adéquat du combustible pendant ce temps, les cartouches restent immergées dans le sodium pendant toute l'opération. Puisqu'il est nécessaire d'effectuer un transport, la partie supérieure de chaque cartouche est munie de deux épaulements (ou colliers) que saisissent simultanément deux mécanismes.

Les cartouches sont disposées dans la pile suivant un réseau triangulaire équilatéral. Le mécanisme de préhension utilisé pour retirer du cœur une cartouche active est mis en place par deux bouchons tournants placés dans le bouclier supérieur. Le mécanisme est fixé dans le plus petit des deux bouchons, qui est lui-même excentrique au plus grand. L'axe du grand coïncide avec celui de la pile. Le dispositif de préhension est amené au-dessus de n'importe quelle cartouche par rotation des deux bouchons. Il faut aussi que le mécanisme de préhension puisse tourner autour de son propre axe. Les cartouches ne sont soutenues durant l'opération de défournement que par leur partie inférieure. Pour ne pas courir le risque de déplacer les cartouches voisines, on utilise une cale en forme d'entonnoir, qui entoure la cartouche active que l'on veut retirer et maintient en place les cartouches voisines. Ce dispositif de calage est également monté sur le petit bouchon et vient se placer directement au-dessous de la tête du mécanisme de préhension.

La figure 11 montre l'équipement utilisé pour le défournement et le transport du combustible. Après avoir désaccouplé et relevé le dispositif de commande des barres de réglage, on ouvre le couvercle de la pile, livrant ainsi passage aux appareils de manutention du combustible. On fait tourner les deux cylindres de façon à placer le dispositif de préhension au-dessus de la cartouche que l'on veut retirer, et on oriente le mécanisme de préhension de façon à l'amener exactement au-dessus de la cartouche choisie. Le dispositif de calage est alors abaissé, et le mécanisme de préhension retire la cartouche et la transporte par rotation des cylindres jusqu'au bras de transfert qui la transporte jusqu'au tourniquet de stockage.

Le transport des cartouches du tourniquet à la pile s'effectue par l'opération inverse.

Une fois qu'elle est suffisamment refroidie, la cartouche est retirée du tourniquet par un dispositif de préhension semblable au précédent placé dans la cellule de traitement. Les cartouches neuves sont transférées de la cellule de traitement au tourniquet par une opération inverse de celle-ci.

Les moteurs des barres de réglage sont des dispositifs électromécaniques leur communiquant un mouvement vertical rectiligne. Les seuls mouvements nécessaires sont : un mouvement lent, ascendant ou descendant, et un mouvement de chute rapide. Les mouvements lents sont imprimés par un système à pignon et crémaillère entraîné par un moteur à transmission par engrenage. Les accélérations rapides (descendantes) sont obtenues à l'aide de ressorts, un cylindre hydraulique étant utilisé comme amortisseur de freinage. Chaque ressort est commandé par une gâchette que l'on peut armer.

Les figures 12 et 13 reproduisent des photographies d'un dispositif expérimental de ce type, montrant le mécanisme de manutention des cartouches et le mécanisme de commande des barres

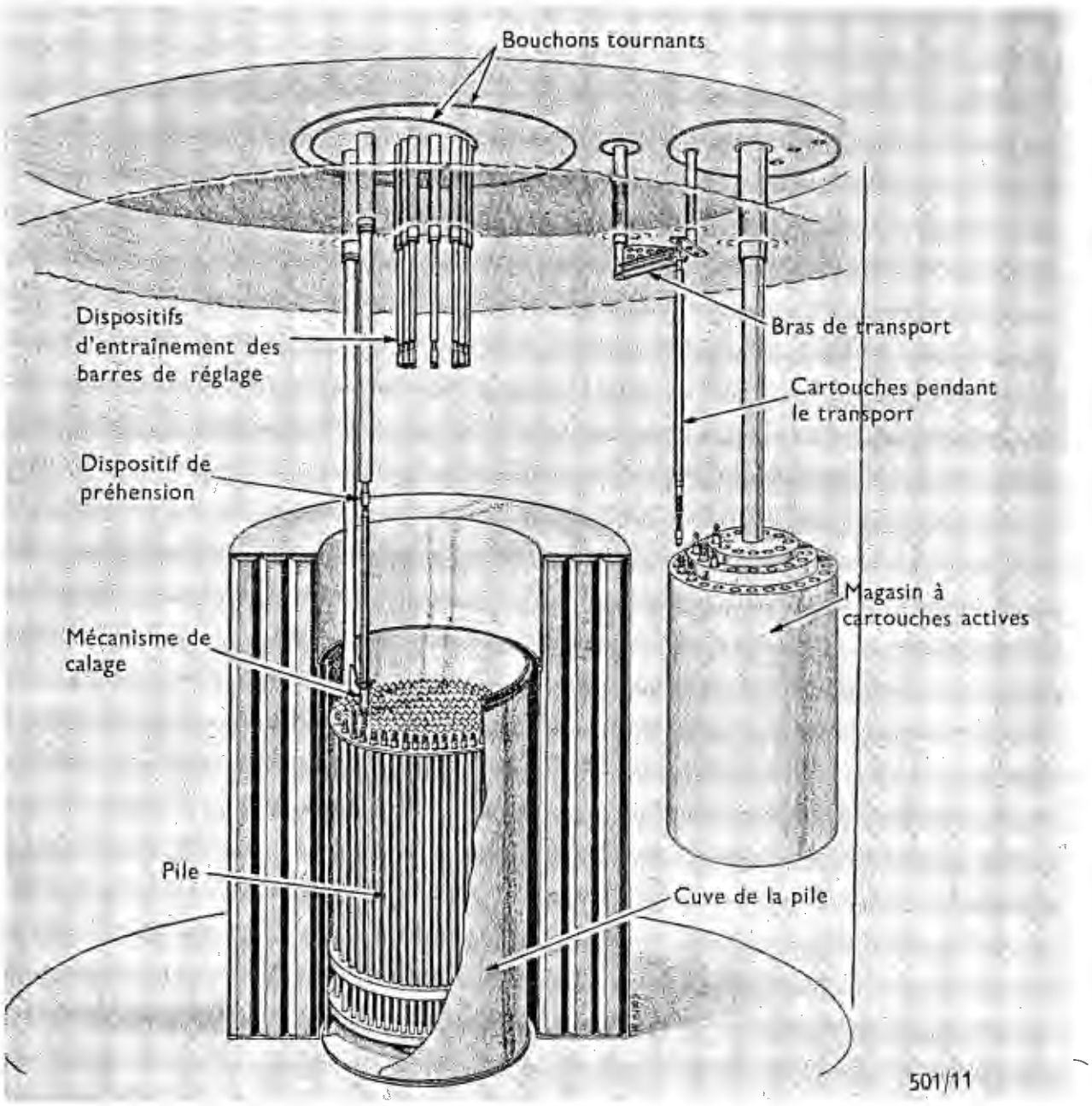


Figure 11. — Système de manutention des cartouches dans EBR 2.

de réglage. On voit ces mécanismes avant leur immersion dans le sodium. Ces dispositifs ainsi photographiés sont des modèles réduits de ceux qui seront utilisés dans EBR 2.

SYSTÈME SECONDAIRE ET GÉNÉRATEUR DE VAPEUR

L'énergie calorifique produite dans la pile est transmise au circuit secondaire à sodium par l'échangeur de chaleur intermédiaire. Cette chaleur est ensuite transmise au générateur de vapeur par le circuit secondaire. Enfin, la vapeur transmet la chaleur à une turbine à condenseur de type classique. La figure 14 est un tableau très schématique des trois systèmes de transfert de chaleur, montrant les éléments principaux et indiquant les températures, les pressions et les débits.

On emploie le sodium de préférence à l'alliage sodium-potassium dans le circuit secondaire, parce qu'il offre de meilleures caractéristiques pour le transfert de la chaleur et afin d'éliminer le risque de contamination du sodium primaire par le potassium, en cas de fuite à l'intérieur de l'échangeur de chaleur. On utilise une pompe électromagnétique à courant alternatif pouvant débiter quelque 5 000 gallons par minute (19 000 l/mn) sous une pression de refoulement de 25 livres par pouce

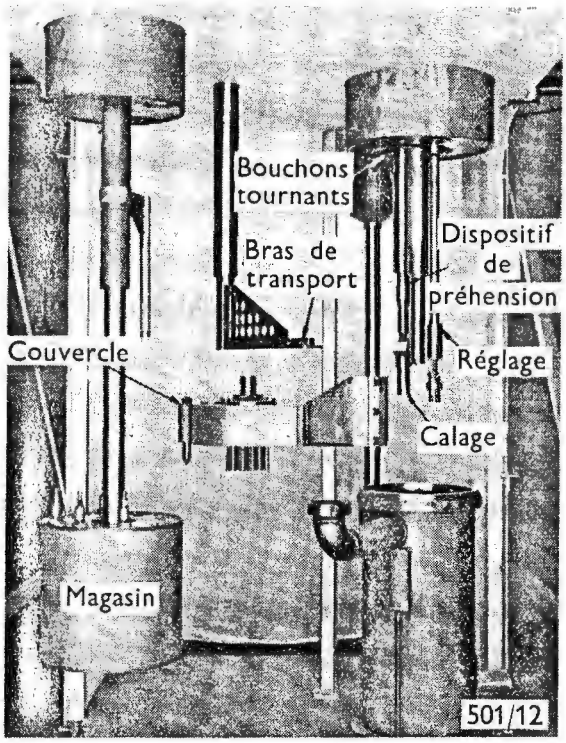


Figure 12. — Maquette du système de manutention des cartouches.

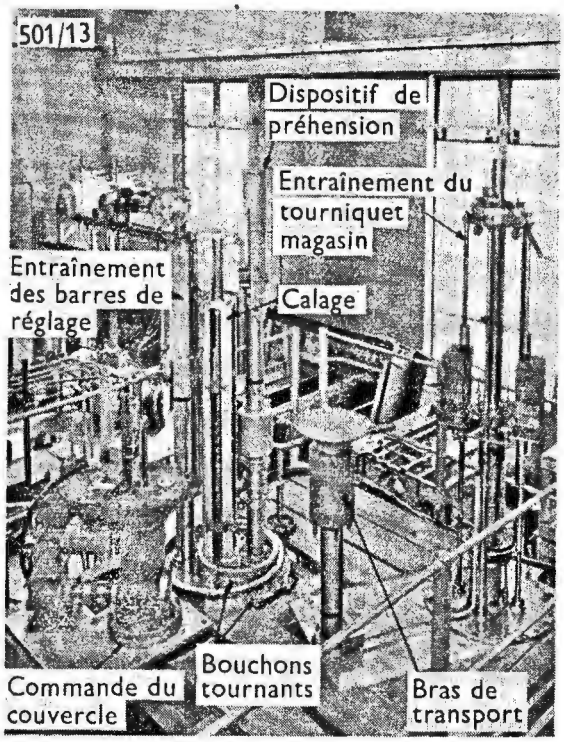


Figure 13. — Maquette des dispositifs de commande du système de manutention des cartouches.

carré (1,75 kg/cm²). Un réservoir d'expansion avec atmosphère de gaz inerte destinée à maintenir la pression désirée est monté à l'entrée de la pompe. La tuyauterie est de dimension normalisée de 12 pouces (30 cm), en acier inoxydable, type 304. Des moyens de chauffage externe sont installés le long de la tuyauterie de manière à maintenir le sodium liquide en toute circonstance.

Dans le circuit de vapeur, l'eau entre dans le générateur à 450 °F (230 °C) et sort sous forme de vapeur surchauffée à 850 °F (450 °C). Le générateur est « à simple passe », comprenant préchauffage,

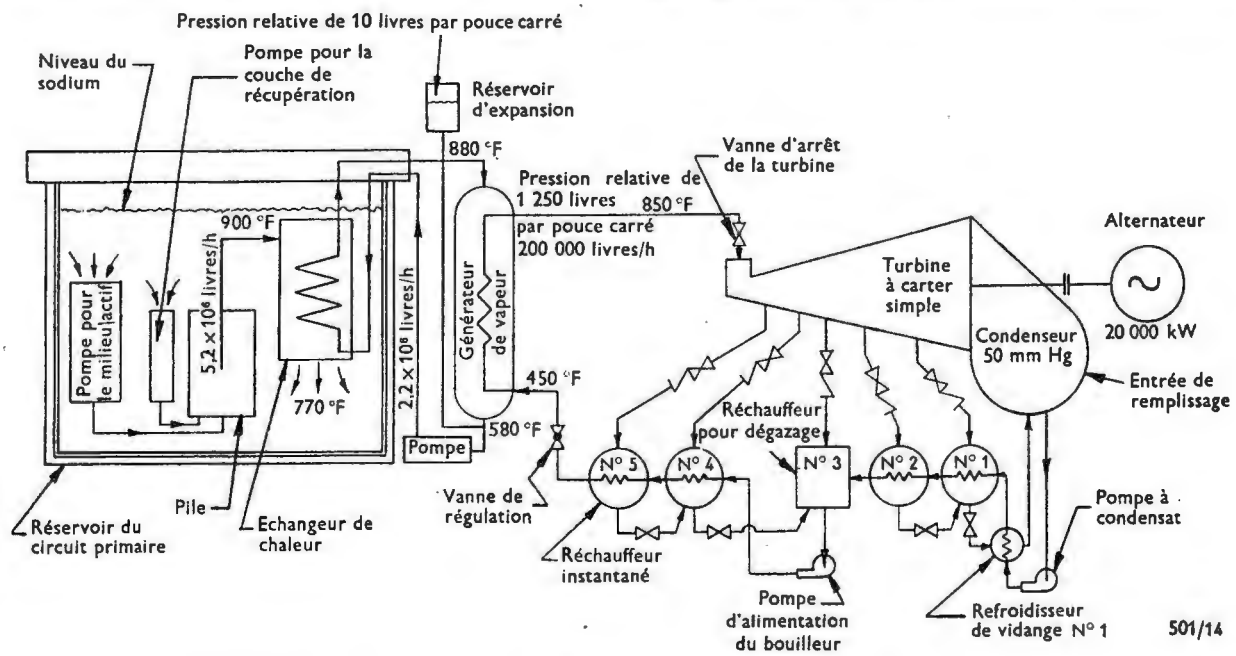


Figure 14. — Schéma de principe des circuits.

N. B. — La disposition de cette figure n'a pas permis d'indiquer les équivalences des mesures en unités métriques.

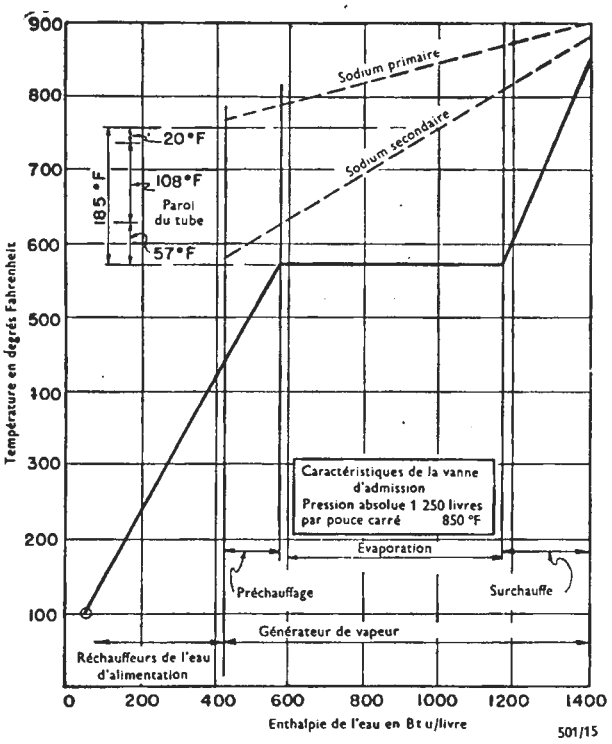


Figure 15. — Graphique donnant la température en fonction de l'enthalpie pour le générateur à vapeur d'EBR 2.

N. B. — La disposition de cette figure n'a pas permis d'indiquer les équivalences des mesures en unités métriques.

évaporateur et surchauffeur. L'emploi d'un système à simple passe, relativement peu coûteux, est spécialement intéressant parce qu'il a la propriété de supprimer le risque de destruction par la chaleur. On utilise un système « à coque et tube », avec le sodium du côté paroi. Les tubes sont à double paroi; des dispositifs spéciaux permettent de détecter les fuites dans l'espace compris entre ces parois pendant la marche. A la vanne d'admission de la turbine, la vapeur a une pression de 1 250 livres par pouce carré (87,5 kg/cm²) et une température de 850 °F (454 °C), le débit maximum étant d'environ 200 000 livres par heure (91 000 kg/h). On utilise une turbine d'une puissance maximum de 20 000 kW, à simple flux, à condensateur et extracteur. On a prévu cinq points de prélèvement de la vapeur afin d'alimenter les cinq étages du système de chauffage de l'eau d'alimentation. La tuyauterie du circuit principal est de dimension normalisée de 8 pouces (20 cm), et celle de l'eau d'alimentation, de 6 pouces (15 cm).

On a calculé le débit de sodium du circuit secondaire et la pression de la vapeur à la vanne d'admission de façon à réduire les contraintes thermiques dans l'évaporateur de la chaudière. En effet, dans cette partie du générateur, les coefficients de transmission de chaleur de lame mince sont très élevés des deux côtés des tubes, et la différence de température à la traversée de la paroi est une fraction anormalement grande de la différence totale de température entre les deux liquides de l'échangeur de chaleur. Cette anomalie, évidemment, tend à produire des contraintes thermiques anormales dans les tubes. Pour diminuer ces contraintes (en réduisant la différence de température totale), on a choisi le débit de sodium du circuit secondaire de façon à obtenir dans l'échangeur de chaleur l'élévation maximum de température compatible avec les contraintes thermiques limites à l'extrémité froide. En outre, la température de saturation élevée de la vapeur est conséquence du choix d'une pression à la vanne d'admission aussi élevée que le permettent les considérations économiques, mais compatible néanmoins avec les pressions maximum habituelles des turbines de type classique utilisant de la vapeur à 850 °F (454 °C). La figure 15 est un graphique représentant la température en fonction de l'enthalpie pour l'eau de la chaudière, ainsi que les distributions en température correspondante dans les circuits à sodium, primaire et secondaire.

PROCÉDÉ DE TRAITEMENT DU COMBUSTIBLE

Dans une pile à neutrons rapides, il est souhaitable de réemployer le combustible aussi rapidement et aussi économiquement que possible afin de diminuer les investissements en combustible et les frais de traitement chimique. A cause de la haute radioactivité du combustible provenant de la pile, il faudrait compter avec une longue « durée de refroidissement » si le combustible était traité par les méthodes actuelles de la voie aqueuse, ce qui impliquerait un grand supplément de frais, étant donné la quantité de combustible nécessaire.

La centrale EBR 2 emploie un traitement « pyrochimique » qui implique une scorification à haute température dans la phase liquide du métal. On évite ainsi la coûteuse série de transformations nécessaires dans les méthodes aqueuses; les dimensions et la complexité de l'appareillage se trouvent considérablement réduites. Cependant, le procédé n'est pas aussi efficace et l'on n'arrive pas à une décontamination complète. Les résultats obtenus à ce jour montrent que plus de 90 pour cent de l'activité des produits de fission est éliminée par le traitement pyrochimique. Ce taux de décontamination est acceptable dans une pile à neutrons rapides, qui est relativement insensible à l'empoisonnement par les produits de fission. Cependant, la radioactivité résiduelle du combustible est suffisante pour que sa fabrication nécessite bouclier de protection et commandes à distance. Aussi est-il nécessaire, après traitement, de reconstituer et fabriquer les matériaux et d'assembler les barres actives en recourant exclusivement à des méthodes de commande à distance. Le combustible est façonné en « aiguilles », muni de son chemisage et assemblé en cartouches. Évidemment, on effectue le plus possible de travail préparatoire en dehors de la cellule de traitement. Les parties constitutives sont

entièrement fabriquées à l'extérieur et l'opération commandée à distance se limite à l'assemblage des barres actives et au montage des cartouches.

La EBR 2 étant alimentée au plutonium, on serait de toute façon obligé de recourir partiellement à des manipulations à distance et à l'isolement complet du dispositif, même s'il était possible d'éliminer les produits de fission à 100 pour cent. Aussi, le fait qu'en raison de l'activité résiduelle il soit nécessaire d'établir des commandes à distance pour toutes les opérations n'implique pas, en définitive, un très gros supplément de frais.

CONSIDÉRATIONS ÉCONOMIQUES

Cette pile à neutrons rapides est destinée à la production d'énergie électrique. Il faut donc, pour arriver à ce résultat, que le prix de revient de l'énergie produite puisse concurrencer celui de l'énergie fournie par les centrales existantes (ou d'autres installations énergétiques nouvelles, y compris d'autres types de piles). La pile à neutrons rapides produit non seulement de l'énergie, mais de la matière fissile (plutonium) en excès qui possède une valeur marchande (dans un système économique comportant une industrie nucléaire), d'où source de gain qui pourra entrer en ligne de compte pour abaisser le prix de revient du kilowattheure.

Ce prix de revient se calcule, dans une centrale nucléaire autorégénératrice à neutrons rapides, à partir des éléments suivants :

1. Charges financières (intérêts, amortissement, assurances, impôts, etc.);

2. Dépenses en combustible;

3. Frais d'exploitation;

4. Recettes autres que celles qui proviennent de la vente de l'électricité.

Ces quatre éléments du prix de revient peuvent être calculés comme suit :

1. La partie du prix de revient de l'électricité provenant du loyer du capital peut être calculée par la formule suivante :

$$Ca = \frac{D \times A \times 1\,000}{8\,760\ P} \qquad (1)$$

dans laquelle Ca = prix de revient du kilowattheure provenant du loyer du capital, en millièmes de dollar/kWh; D = investissement dans l'installation en dollars par kW de puissance installée; A = charges financières, taux annuel; P = facteur d'utilisation de l'usine (énergie réellement produite/énergie théorique maximum); 1 000 représente le nombre de millièmes de dollar dans un dollar; 8 760 représente le nombre d'heures dans l'année.

Dans cette formule, D est le facteur essentiel; un des objectifs primordiaux que l'on doit se proposer lors de l'établissement du projet est évidemment de réduire le plus possible les sommes investies dans l'installation. P doit être grand; il faut pour cela assurer une bonne régularité de marche. A doit être petit; notons toutefois que ce facteur a un caractère économique et non pas technique.

2. Les frais concernant le combustible dépendent des trois éléments suivants :

Quantité totale de combustible immobilisée + combustible consommé + réutilisation du combustible

et peuvent être calculés par la formule suivante :

$$C_f = \frac{M \times F \times I \times 1\,000}{G \times E \times 8\,760 \times P} + 0 + \frac{R \times 1\,000}{H \times U \times E} \qquad (2)$$

dans laquelle C_f = prix de revient du kilowattheure provenant des frais de combustible, en millièmes de dollar/kWh; G = puissance thermique de la pile, en kW; M = quantité totale de combustible immobilisée, en kg de plutonium (système total y compris ce qui se trouve dans la pile); F = coût du combustible, en dollars/kg de plutonium; E = rendement thermique (pourcentage); I = loyer du combustible, taux annuel (intérêts des investissements en combustible); R = prix de revient de la réutilisation du combustible, en dollars/kg de combustible traité et refabriqué; H = « valeur calorifique », en kWh/kg consommé (approximativement 24×10^6); U = facteur d'utilisation du combustible, en kg consommés/kg traités.

Le second terme de la formule est zéro parce que cette pile est un régénérateur, produisant plus de combustible qu'elle n'en consomme. Plus loin, on inscrira en recette la valeur du combustible produit en excédent grâce au *gain* de régénération.

Pour réduire le plus possible la quantité totale de combustible (M) et les frais de traitement (R), des installations pour le traitement et la fabrication du combustible font partie intégrante d'EBR 2. Pour tenir compte de M, E et U, il faut une puissance spécifique élevée, de grandes différences de température et de longues périodes d'utilisation.

3. Les frais d'exploitation peuvent être calculés par la formule suivante :

$$C_o = \frac{S \times 1\,000}{G \times E \times 8\,760 \times P} \qquad (3)$$

dans laquelle : C_o = prix de revient du kilowattheure provenant des frais d'exploitation, en millièmes de dollar/kWh; S = frais d'exploitation — salaires, matières premières, etc. — en dollars/année.

On pourra calculer ces frais avec une approximation raisonnable pour la centrale définitive en extrapolant les frais d'exploitation d'EBR 2.

4. La vente de l'excédent de combustible régénéré assure aux centrales nucléaires autorégénératrices une deuxième source de revenu qui peut se calculer comme suit :

$$C_c = \frac{B \times F \times 1\,000}{H \times E} \qquad (4)$$

dans laquelle : C_c = crédit pour excédent de combustible, millièmes de dollar/kWh; B = gain de régénération, kg produits/kg consommés = 1.

N. B. : F a la même valeur que sous la rubrique 2 ci-dessus. On admet que la valeur du combustible ne varie pas, c'est-à-dire que les prix d'achat et de vente du combustible sont égaux.

Le prix de revient total de l'énergie est donc :

$$C = C_a + C_o + C_f - C_c \qquad (5)$$

Pour apprécier la part revenant à chacun de ces prix de revient partiels dans le prix de revient total, on a fait choix d'une pile hypothétique, à caractéristiques relativement arbitraires, à seule fin de mettre en évidence les relations entre les divers éléments et de montrer la répartition des dépenses. En prenant :

D = 300 dollars par kW de puissance électrique installée,

A = 0,01, loyer annuel du capital (taux 10 pour cent),

P = 0,8 facteur d'utilisation de la centrale (80 pour cent),

G = 500 000 kW, puissance thermique de la pile,

M = 500 kg, stock total de combustible,

F (cas I) = 15 000 dollars par kg, prix d'achat du combustible,

(cas II) = 30 000 dollars par kg, prix d'achat du combustible,

E = 0,3, rendement thermique (30 pour cent),

I = 0,05, loyer du combustible (taux 5 pour cent),

R = 3 000 dollars par kg, frais de traitement et de fabrication du combustible,

U = 0,1, combustible consommé par cycle (10 pour cent),

B = 0,5 gain de régénération,

le tableau 2 résume les calculs pour les deux prix d'achat différents du plutonium :

Tableau 2

	Cas I		Cas II	
Prix du plutonium, dollars/kg		15 000		30 000
C_a		4,28		4,28
C_f	0,36		0,72	
	+ 4,17	4,53	+ 4,17	4,89
C_c, recette pour vente de plutonium		— 1,04		— 2,08
Frais d'exploitation		1,00		1,00
C, prix de revient total de l'énergie		8,77		8,09

La centrale nucléaire autorégénératrice à neutrons rapides n'exige pas que le prix du combustible soit bas. Les deux cas ci-dessus montrent que le prix de revient du kilowattheure décroît lorsque le prix du combustible augmente. Lorsque celui-ci varie de 15 000 à 30 000 dollars le kilogramme, le premier terme de C_f croît de 0,36 à 0,72 millièmes de dollar par kWh, tandis que le crédit C_c croît de 1,04 à 2,08 millièmes de dollar par kWh. Ce résultat un peu paradoxal subsistera tant que le loyer des capitaux investis dans la quantité totale de combustible utilisé par la centrale ne dépasse pas la recette due au combustible régénéré, soit, dans l'exemple ci-dessus, tant que M, stock combustible, ne dépasse pas 1 460 kg. Cette valeur est obtenue en égalant les deux seuls termes contenant F, c'est-à-dire C_c et le premier terme de C_f.

Notre intention n'est pas de plaider en faveur d'une élévation du prix du combustible, mais simplement de souligner que le succès de la centrale autorégénératrice à neutrons rapides dépend davantage des considérations techniques qui présideront à sa construction que de la réduction des dépenses en combustible. L'exemple ci-dessus montre en effet clairement que le prix de revient de l'énergie est déterminé surtout par l'amortissement des dépenses d'investissement et par le prix de revient du traitement du combustible et de la fabrication des cartouches. C'est à la compression de ces dépenses que l'on a visé en établissant le projet de l'EBR 2.

Observation du fonctionnement d'une pile à neutrons rapides refroidie par l'alliage sodium-potassium et résultats expérimentaux

par H. V. Lichtenberger*, F. W. Thalgott*, W. Y. Kato* et M. Novick*

La pile autorégénératrice expérimentale (EBR) a été conçue et construite pour obtenir de nouvelles connaissances sur les principes des piles autorégénératrices à neutrons rapides. Il s'agit d'une pile refroidie par un métal liquide, fonctionnant avec des neutrons rapides et conçue pour des fins purement expérimentales. Les conditions de fonctionnement ou de charge sont très souples. Les plans en ont été établis à une époque où l'on ne disposait pas de grandes quantités de matière fissile enrichie; c'est pourquoi le projet est fait pour une petite masse critique. Certaines particularités de cette pile, surtout le système de circulation du liquide de refroidissement, ont déjà été décrites [1]** et ne seront pas traitées ici.

La pile se compose de trois parties principales. Le cœur de la pile est un assemblage de cartouches de combustible cylindriques de petit diamètre. Elles contiennent de l'uranium-235 enrichi à 90 pour cent environ.

Entourant le cœur, se trouve une couche de récupération intérieure composée de barres de diamètre plus grand, contenant chacune de l'uranium naturel. Le cœur et la couche de récupération sont refroidis par un alliage sodium-potassium. Le liquide de refroidissement est contenu dans une cuve à double paroi qui s'adapte exactement à la couche de récupération intérieure. La troisième partie de la pile consiste en une couche de récupération extérieure réalisée en uranium naturel et possédant une grande densité d'uranium. La couche de récupération extérieure est refroidie par air et est amovible. Elle contient aussi les barres de réglage. En limitant la partie mobile de la pile à la couche de récupération extérieure refroidie par air, il a été possible d'éviter les paliers et autres mécanismes mobiles à l'intérieur de la cuve contenant le métal liquide. A l'époque où la pile fut conçue, les techniques de fonctionnement des parties mobiles dans une pile à métal liquide n'avaient pas encore été bien mises au point comme elles l'ont été depuis et on a estimé que l'on pouvait utiliser exceptionnellement, pour cette étude expérimentale, l'expédient consistant à placer toutes les parties mobiles dans une couche de récupération refroidie par air. On s'est aperçu ultérieurement que la limitation de la valeur de la puissance de marche de la pile provenait du refroidissement par air de la couche de récupération.

CARTOUCHES DE COMBUSTIBLE

L'uranium enrichi se trouve dans chaque cartouche de combustible sous la forme de cylindres de 0,384 pouce de diamètre (9,75 mm) et 4,25 pouces de long (108 mm). Une cartouche de combustible contient deux de ces lingots cylindriques. Afin d'approvisionner la couche de récupération au-dessus et au-dessous du cœur de la pile, chaque cartouche contient, en plus des lingots d'uranium enrichi, des cylindres d'uranium naturel qui sont placés au-dessus et au-dessous des cylindres d'uranium enrichi. Tous ces cylindres sont contenus dans la partie inférieure d'un tube en acier inoxydable qui a une longueur assez grande pour dépasser au-dessus du bouclier placé dans la cuve au-dessus du cœur et de la couche de récupération intérieure. A une extrémité du tube en acier inoxydable qui renferme le combustible se trouvent deux saillies. Les cartouches sont disposées aux sommets d'un réseau hexagonal compact comme le montrent les figures 1 et 2. La rotation de chaque cartouche de 30 degrés après insertion dans la pile amène les saillies en contact, ou presque, avec les cartouches voisines et ainsi chaque cartouche est fermement maintenue en place par ses voisines. Le liquide de refroidissement coule de bas en haut sur les cartouches que contient le cœur et sort à travers la plaque supérieure de centrage au moyen d'une pièce cannelée qui est insérée dans la cartouche de combustible à l'endroit où celle-ci passe à travers

Original : anglais.

* Du Argonne National Laboratory, et avec la collaboration de B. C. Cerutti, E. N. Pettitt, L. J. Kock, F. D. McGinnis, G. K. Whitham, R. A. Cameron, R. O. Haroldsen, W. H. Zinn, M. Levenson, E. Turk, C. E. Crouthamel, D. Krause, C. D. Curtis, S. H. Klein, D. Okrent, W. C. Redman, S. Untermyer, N. Krisberg, C. R. Ringo, S. G. Kaufmann, M. G. Inghram, D. C. Hess, C. M. Stevens, W. F. Murphy, S. H. Paine, C. Eggler, C. M. Huddleston, V. E. Krohn et G. H. Stonehocker, tous du Argonne National Laboratory.

** Les numéros entre crochets renvoient à la bibliographie qui figure à la fin du mémoire.

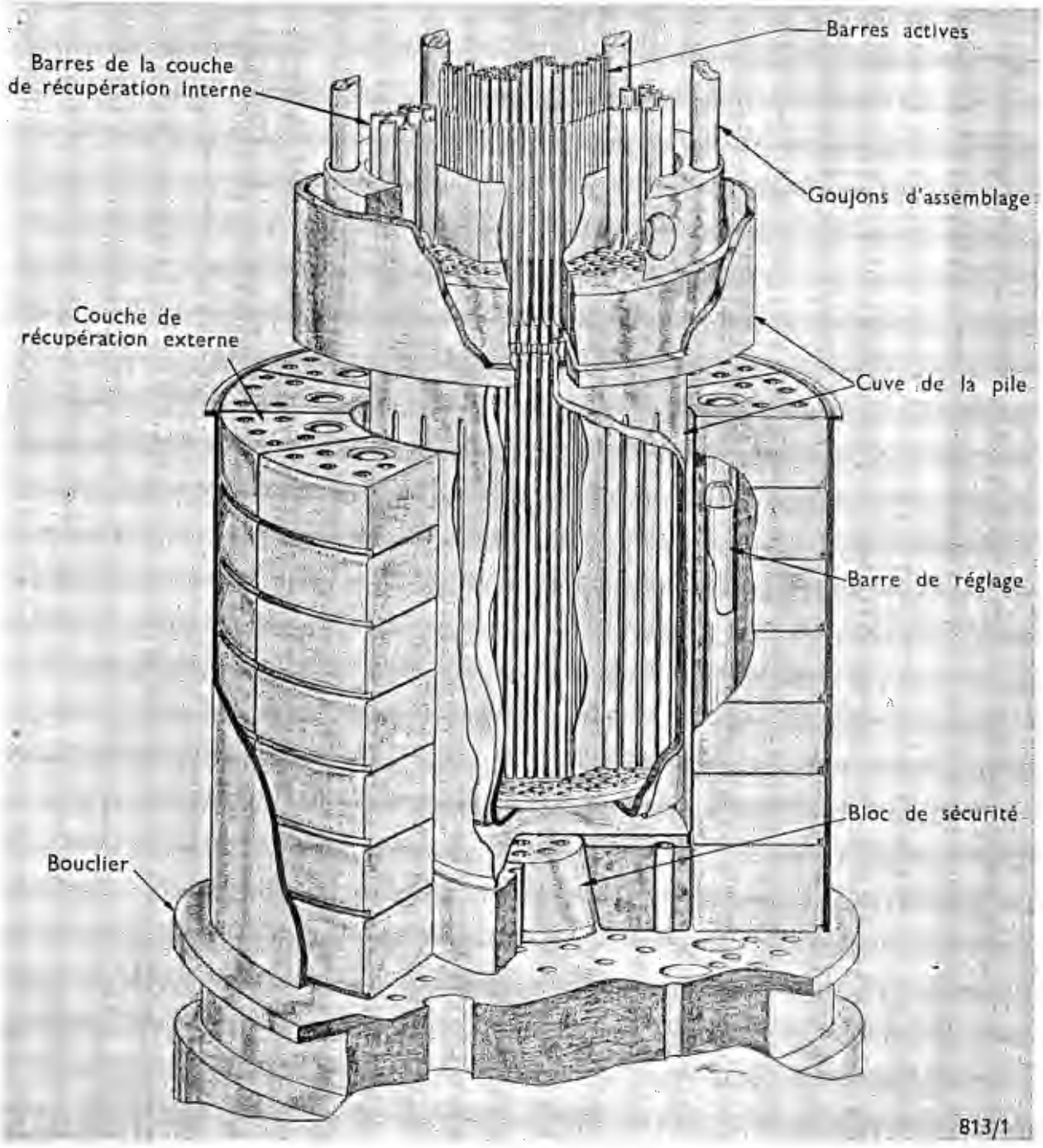


Figure 1. — Coupe montrant la structure de la pile EBR.

la plaque de centrage. La figure 2a reproduit une photographie d'une plaque de centrage en acier inoxydable de 4 pouces (10 cm). Les 217 positions occupées par les cartouches de la pile sont visibles. La rainure entourant ces 217 positions reçoit un tube hexagonal d'acier inoxydable qui sépare les courants de réfrigérant circulant, l'un dans le cœur et l'autre dans la couche de récupération intérieure. La figure 2b représente la plaque de centrage supérieure vue par-dessus avec quelques cartouches en place. La plaque représentée sur la figure 2b se trouve au-dessus de la surface libre de l'alliage potassium-sodium et baigne normalement dans l'argon. Les cartouches sont défournées par une ouverture pratiquée dans le couvercle supérieur de l'enceinte de la pile, en fixant une mâchoire à l'extrémité de cette cartouche et en transférant ensuite celle-ci dans un château de plomb pour le transport. La longueur totale d'une barre combustible est de 10 pieds (305 cm). Sur la plus grande partie de cette longueur, elle est constituée entièrement par de l'acier inoxydable.

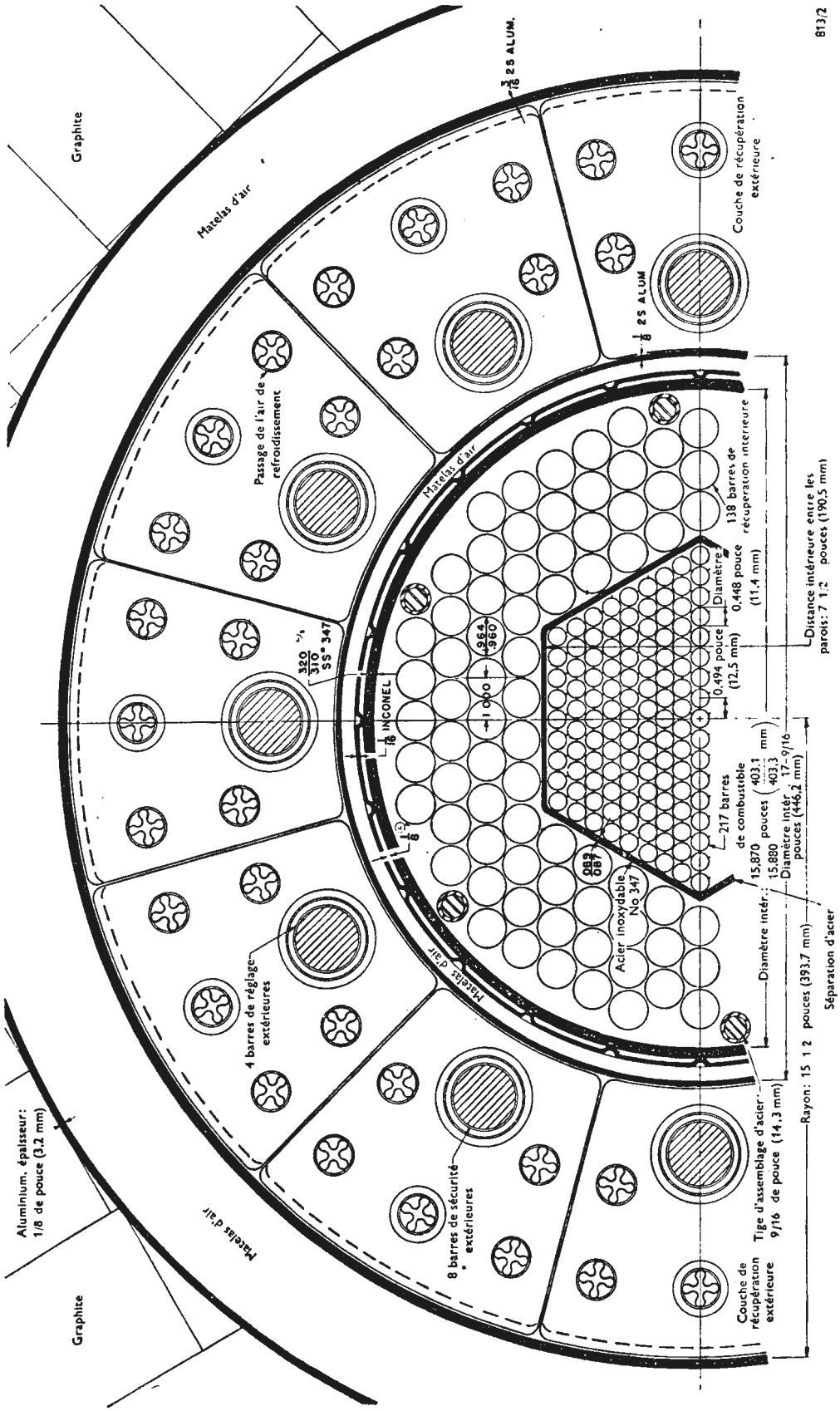


Figure 2. — Section horizontale médiane.

N. B. — La disposition de cette figure n'a pas permis d'indiquer les équivalences de toutes les mesures en unités métriques.
Les mesures non converties sont en fractions de pouce (1 pouce = 25,4 mm).

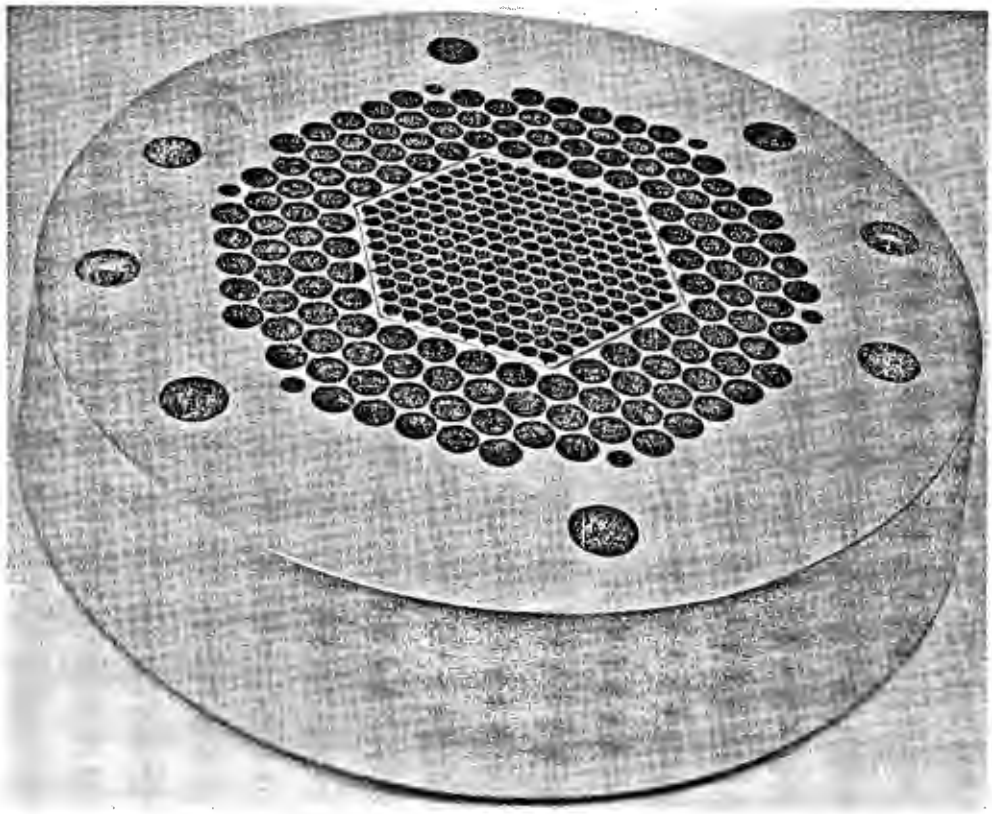


Figure 2*a*. — Plaque de centrage en acier inoxydable pour les cartouches de combustible du cœur et les barres de la couche de récupération intérieure.

COUCHE DE RÉCUPÉRATION INTÉRIEURE

Elle se compose de pièces d'uranium naturel de 15 seizièmes de pouce de diamètre (24 mm) et longues de 20,25 pouces (514 mm). Elles sont introduites dans un tube d'acier inoxydable de 0,020 pouce d'épaisseur (0,51 mm). Ce tube est aussi pourvu d'un long prolongement qui dépasse au-dessus du bouclier supérieure de la pile. Le liquide de refroidissement entre dans la pile par le bouclier supérieur au-dessus de la partie en uranium naturel des barres de la couche de récupération. Le courant descend le long de ces barres et le tube séparateur hexagonal déjà mentionné l'empêche de pénétrer dans le cœur. Au bas de la pile se trouve une petite chambre où le réfrigérant qui a circulé dans la couche de récupération se rassemble et est dirigé vers le haut à travers le cœur.

CUVE DE LA PILE

La cuve de la pile est représentée à la fois sur les figures 1 et 2. Elle est à double paroi ainsi que le tuyau qui en sort à travers le bouclier. La partie de la cuve qui entoure le cœur de la pile a un diamètre intérieur de 15,87 pouces (403,1 mm) et une longueur de 28 pouces (711 mm).

Au-dessus de cette partie de plus petit diamètre, le diamètre de la cuve augmente et elle est remplie de matériaux de protection, principalement de l'acier. La totalité de la cuve repose sur l'épaulement résultant de cette différence des diamètres; ainsi le cœur de la pile lui-même apparaît au-dessous de ce support comme un cylindre lisse. La plaque en acier inoxydable sur laquelle repose la cuve porte des échancrures pour laisser passer l'air de refroidissement qui passe d'abord sur le couvercle extérieur de la cuve de la pile, puis à travers des échancrures, refroidissant ainsi le support de la pile. Il passe ensuite à travers la couche de récupération extérieure. La figure 2c montre la partie de plus petit diamètre de la cuve, telle qu'elle apparaît au-dessous de son support. La photographie a été faite lorsque la couche de récupération extérieure était ôtée au-dessus du bouclier inférieur. La partie de petit diamètre de la cuve de la pile se compose d'un corps d'acier inoxydable dont la paroi a une épaisseur de 5 seizièmes de pouce (8 mm). Elle est entourée d'un second réservoir d'Inconel de 1 seizième de pouce (1,6 mm) d'épaisseur. Le second réservoir s'adapte exactement sur des saillies ménagées dans l'Inconel. La partie supérieure de la cuve est aussi à double paroi. La construction à double paroi présente de grands avantages. La présence de gaz entre les deux parois procure un certain isolement thermique et donne le moyen de se rendre compte de l'intégrité de la paroi interne de la cuve à tout instant et, enfin, si une fuite se produisait dans la paroi intérieure, la paroi extérieure en limiterait les conséquences.

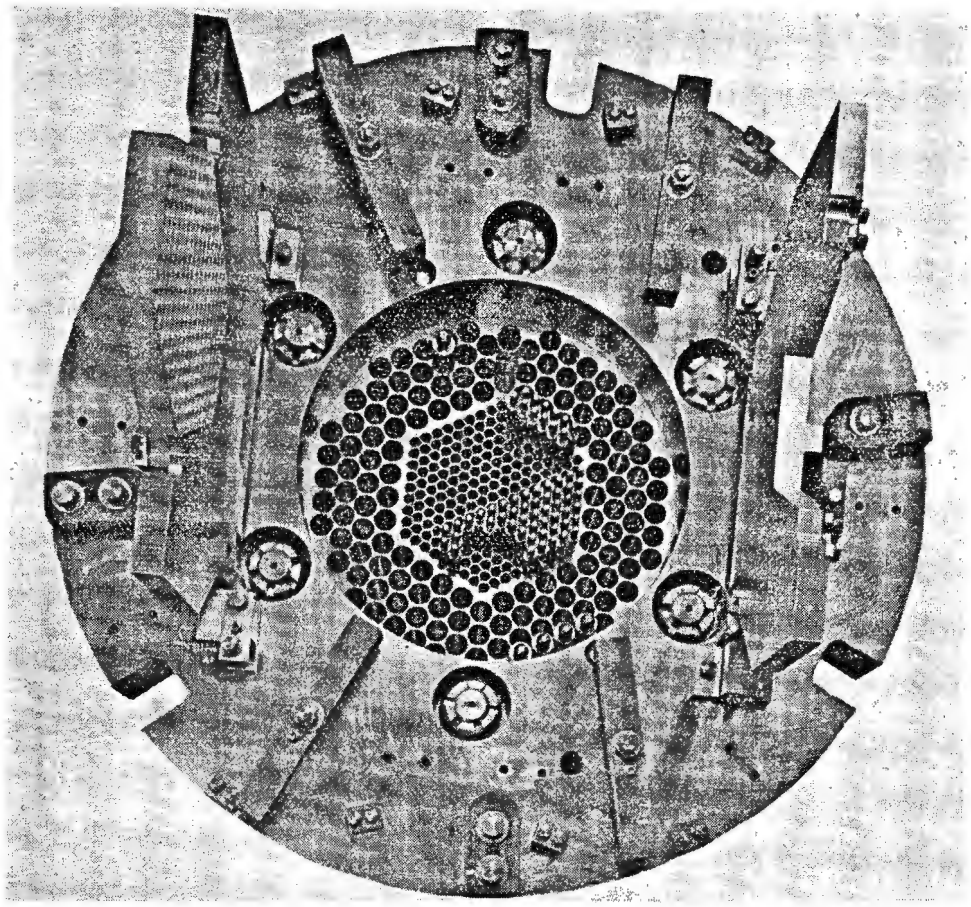


Figure 2*b*. — Partie supérieure de la pile montrant en place quelques cartouches de combustible et quelques barres de la couche de récupération intérieure.

COUCHE DE RÉCUPÉRATION EXTÉRIEURE

Elle se compose de 84 briques d'uranium naturel en forme de voussoir pesant chacune environ 100 livres (45 kg). Ces briques sont chemisées d'acier inoxydable de 0,020 pouce (0,5 mm) d'épaisseur. Elles forment un ensemble stable parce que chacune est pourvue en son sommet d'une rainure, dans laquelle s'adapte une saillie de la brique supérieure. Le refroidissement de ces briques se fait en amenant de l'air par cinq canaux dont les parois sont en étroit contact avec l'uranium. Afin d'accroître la surface pour le transfert de la chaleur, chaque canal est muni d'ailettes intérieures. Dans chaque brique est aussi ménagé un passage pour une barre de réglage et l'air est amené de même à travers ce passage. La figure 2d reproduit une photographie de la couche de récupération extérieure dans laquelle on voit le cylindre intérieur d'aluminium, mais d'où le cylindre d'aluminium extérieur a été retiré. Ces cylindres d'aluminium contribuent à assurer la stabilité mécanique.

DISPOSITIFS DE RÉGLAGE

Il existe 12 barres de réglage, chacune de 2 pouces de diamètre (50,8 mm), en uranium naturel et gainées dans de l'acier inoxydable. Elles se déplacent verticalement, dans les briques de la couche de récupération extérieure. Huit de ces barres de réglage sont normalement utilisées comme barres de sécurité. Elles peuvent être retirées rapidement de la couche de récupération. Les quatre autres sont normalement utilisées pour le réglage courant et peuvent être amenées en position avec une très grande précision. La couche de récupération extérieure tout entière est montée sur un élévateur hydraulique. La figure 2e représente la plate-forme principale de cet élévateur qui porte la partie du bouclier sur laquelle repose la couche de récupération extérieure. Au-dessous se trouvent les moteurs qui actionnent les 12 barres de réglage et de sécurité. L'élévateur peut être déplacé vers le haut à des vitesses variables. Les derniers 4,5 pouces (114 mm) de trajet se font avec un réglage mécanique permettant la détermination de la position de la couche de récupération extérieure autour du cœur de la pile avec une précision de 0,001 pouce (0,025 mm). Pour l'arrêt de la pile, la couche de récupération extérieure, le bloc de protection sur lequel elle repose et l'élévateur peuvent rapidement être abaissés. La manœuvre de la couche de récupération extérieure pour remplacer les briques est réalisée en abaissant l'élévateur, en séparant la

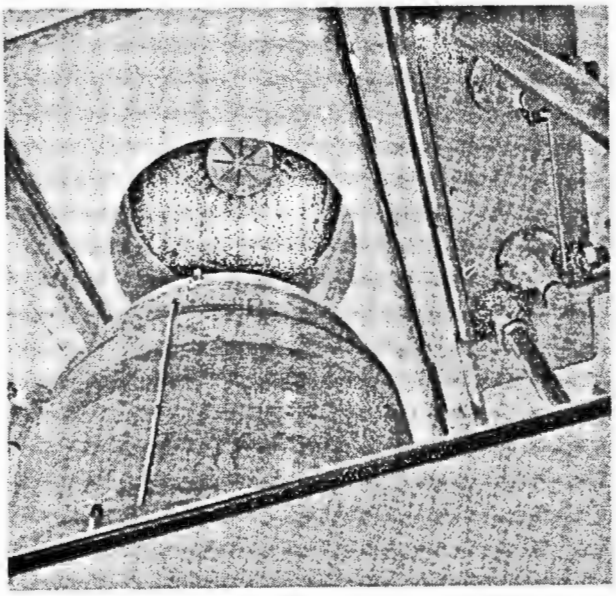


Figure 2*c*. — Cuve de la pile vue d'une des positions de l'élévateur portant la couche de récupération extérieure.

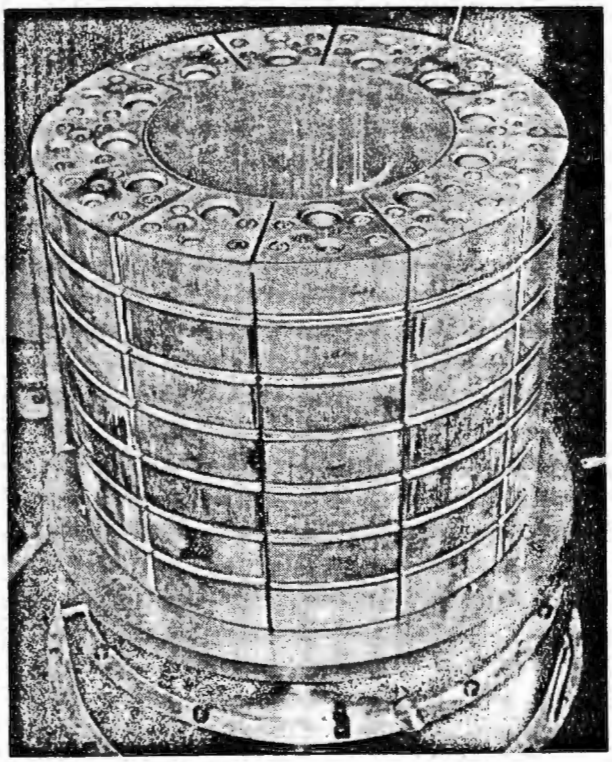


Figure 2*d*. — Couche de récupération extérieure de la pile.

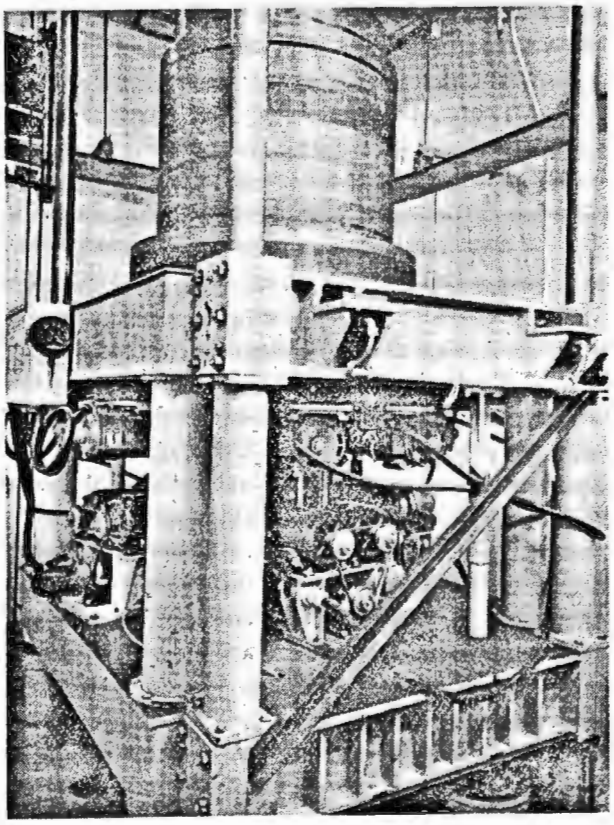


Figure 2*e*. — Élévateur portant la couche de récupération extérieure et moteurs de commande des dispositifs de réglage.

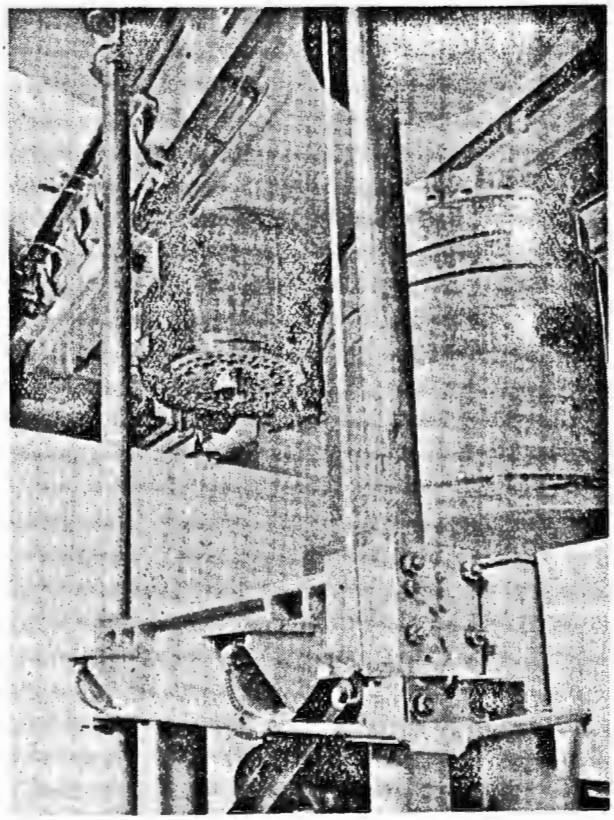


Figure 2*f*. — Transport de la couche de récupération extérieure dans la salle de démontage.

couche de récupération extérieure du bloc de protection qui la porte à l'aide d'un bloc de prise et en la transportant dans une salle voisine protégée. Là, elle est démontée à l'aide d'un bras-manipulateur télécommandé. La figure 2f est une photographie de la couche de récupération extérieure portée par le chariot de manœuvre dans la pièce de démontage. Outre les barres, une pièce de la couche de récupération extérieure ayant la forme d'un bloc cylindrique est placée de telle sorte qu'elle puisse en être retirée par le fond par un dispositif pneumatique. Les variations de réactivité produites par ces différents réglages sont indiquées au tableau 1.

Tableau I

Données relatives aux différents modes de réglage

	Inhours	pcm	Pourcentage de réactivité (% k)
4 barres de réglage	40	104	0,10
8 barres de sécurité	80	208	0,20
1 bloc inférieur de sécurité .	27	70	0,07
Parcours final de 4,25 pouces (114 mm) de l'élévateur	350	910	0,89
Retrait complet de la couche de récupération extérieure	3 220	8 472	8,2

On a déterminé les valeurs de la réactivité par la technique habituelle de mesure des périodes, en les exprimant en *inhours* * et sous forme Δk. On a utilisé les données de Hughes et ses collaborateurs [2] sans correction pour les énergies des groupes de retard et pour la contribution possible des retards de fission dans la matière fertile, etc.

On peut obtenir ainsi une variation totale de 1 pour cent sur k par le fonctionnement de toutes les commandes. Les barres de sécurité en marche rapide peuvent abaisser la réactivité de 0,27 pour cent en un laps de temps de 100 millisecondes. Le déplacement plus lent de l'enveloppe externe donne une variation de k de 8,2 pour cent en un temps déterminé par une accélération vers le bas un peu inférieure à g.

Pour le chargement critique de la pile, 48,2 kg d'uranium-235 sont nécessaires. Pour surmonter l'effet du coefficient de température, permettre le réglage au cours du fonctionnement et assurer une certaine réactivité supplémentaire pour les expériences, la pile est chargée avec environ 52 kg d'uranium-235. Dans l'intervalle de 38 °C à 200 °C, le coefficient moyen de température est

$$-3{,}5 \times 10^{-5}\ \Delta k / °C$$

* Pour une pile à uranium, 1 *inhour* = 2,6 pcm.

Des expériences sur la réactivité réalisées avec ou sans réfrigérant montrent que ce réfrigérant ajoute une quantité de réactivité sensiblement égale à celle qu'ajoutent deux kilogrammes d'uranium-235. On doit remarquer que, dans cette pile, une fuite de réfrigérant diminue la réactivité et entraîne l'arrêt de la pile, contribuant ainsi à la sûreté de fonctionnement naturelle de la pile.

La pile est équipée avec l'appareillage que représente le schéma de la figure 3. Des appareils distincts assurent la mise en route, la sécurité et le fonctionnement de régime. Ces instruments ont des sensibilités et des champs d'utilisation appropriés à leurs usages. Tous les circuits de sécurité sont doublés pour que l'on puisse avoir en eux pleine confiance. Des chambres d'ionisation sont placées dans des ouvertures pratiquées dans le bouclier dans le plan médian de la pile et sont, soit emplies de fluorure de bore BF_3, soit recouvertes de couches de bore. Le flux de neutrons, très faible au démarrage, exige des instruments ayant un registre exceptionnellement étendu, approximativement 6,5 décades.

La pile fonctionne à une puissance maximum de 1 400 kW. De cette puissance, 72 pour cent sont fournis par le cœur, 14 pour cent par la couche de récupération intérieure et 14 pour cent par la couche de récupération refroidie par l'air. Un courant d'air de 6 000 pieds cube par minute (160 m^3/mn) maintient les briques de la couche de récupération à une température de 200 °C. Le débit du sodium-potassium qui circule dans la pile est normalement de 290 gallons (1 100 litres) par minute, augmentant la température de 88 °C.

Le réfrigérant entre dans la cuve de la pile au-dessus de la couche de récupération, est réparti à la partie supérieure, coule à travers la plaque de centrage supérieur par les cannelures des barres actives et descend au fond de la cuve de la pile entre les barreaux de la couche de récupération. Là, il change de direction et remonte le long des barres actives par les cannelures supérieures des plaques de centrage et sort par le côté, au-dessus de la tubulure d'admission.

Le réfrigérant sodium-potassium est fourni à la pile par le réservoir supérieur, passe dans la pile où il s'échauffe, à travers un échangeur de chaleur où le circuit secondaire sodium-potassium le refroidit et, de là, à un réservoir inférieur. Des pompes le renvoient au réservoir supérieur. Dans le circuit secondaire, la pompe tire le sodium-potassium d'un réservoir, le fait passer par l'échangeur de chaleur primaire et le générateur de vapeur et le ramène au réservoir. Des détails supplémentaires sur ce système sont donnés ailleurs [1, 3].

On a donné au tableau 2 les résultats d'une journée courante. Ils sont relatifs à un fonctionnement type normal. Les grands flux de chaleur indiqués montrent qu'il est nécessaire et, de plus, avantageux, d'utiliser un métal liquide pour le refroidissement.

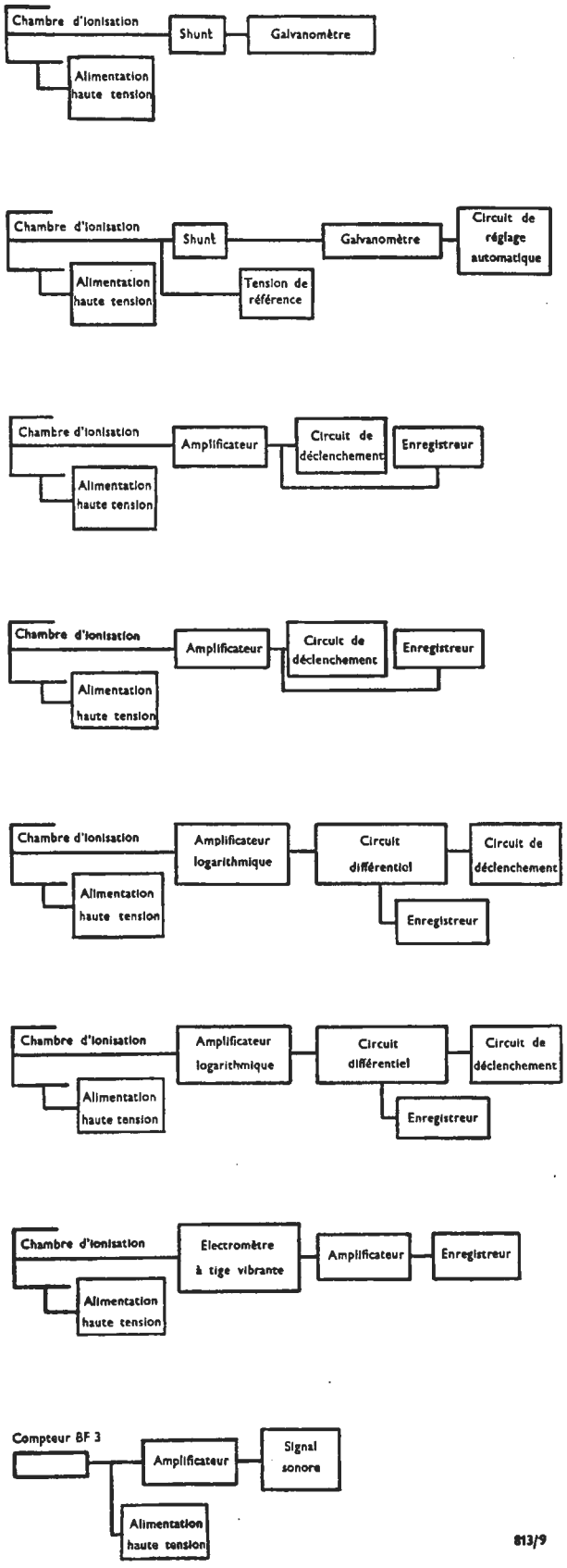


Figure 3. — Appareillage électronique de la pile EBR.

Tableau 2

Résultats numériques relatifs au transfert de chaleur pour le cœur et la couche de récupération intérieure de la pile EBR

1. *Cœur de la pile et couche de récupération intérieure*	
Température de NaK à l'entrée . .	228 °C
Température de NaK à la sortie . .	316 °C
Débit (292 gallons/mn)	11,3 m³/mn
Puissance produite (3 950 000 Btu/h)	1 158 kW
Puissance produite dans le cœur . .	960 kW
Puissance produite dans la couche de récupération intérieure . . .	196 kW
2. *Cœur*	
Aire totale de la surface des barres actives (15,68 pieds carrés) . . .	1,45 m²
Flux thermique moyen (209 000 Btu par heure et par pied carré) . . .	15,7 cal/cm²/s
Température au centre de la barre de combustible adjacente	357 °C
Différence de température entre le centre de la barre et le NaK qui l'entoure	77 °C
Puissance spécifique moyenne . . .	18,1 kW/kg
Aire de la surface efficace du courant froid (0,100 8 pied carré) . .	93 cm²
Vitesse du réfrigérant (6,5 pieds par seconde)	2,0 m/s
3. *Couche de récupération intérieure*	
Aire totale de la surface des barres (56,2 pieds carrés)	5,25 m²
Flux thermique moyen (11 900 Btu par heure et par pied carré) . . .	0,89 cal/cm²/s
Aire de la section droite de la veine liquide de réfrigérant	0,368 ft²
Vitesse du réfrigérant (1,77 pied par seconde)	52 cm/s
4. *Couche de récupération extérieure*	
Température de l'air à l'entrée . .	3 °C
Température de l'air à la sortie . .	91 °C
Débit d'air (5 800 pieds cubes par minute)	164 m³/mn
Puissance produite dans la couche de récupération extérieure . . .	213 kW

L'échangeur transférant la chaleur d'un circuit à sodium-potassium à un autre circuit à sodium-potassium est un ensemble classique « à tube et à coque » dont tous les joints sont soudés. Le courant primaire circule dans les tubes et le courant secondaire en sens inverse dans la coque.

Le générateur de vapeur est divisé en trois parties : l'économiseur, le bouilleur et le surchauffeur. Le courant de sodium-potassium circule dans ces diverses parties à contre-courant de l'eau et de la vapeur. Pour chacune de ces parties, les tubes de transfert de chaleur sont semblables et forment un ensemble varié de tubes : intérieurs en nickel,

intermédiaires en cuivre et extérieurs en nickel. Ces tubes ont été assemblés par étirage mécanique à chaud et par diffusion thermique pour obtenir un bon transfert de chaleur. L'épaisseur totale de la paroi du tube est de 5 seizièmes de pouce (8,0 mm) avec 3 seizièmes de pouce (4,8 mm) pour le nickel. Un tube extérieur en acier inoxydable forme la coque de l'échangeur de chaleur; on a prévu un dispositif à soufflet pour compenser la différence des dilatations. Ainsi, chaque échangeur de chaleur est du type formé par un simple tube entouré d'une coque; le courant sodium-potassium passe dans la coque et l'eau ou la vapeur dans le tube.

Afin de limiter la quantité d'eau dans le circuit et d'accroître la quantité de chaleur transférée, on utilise un bouilleur à circulation forcée du type à film liquide. On emploie à cette fin les échangeurs de chaleur décrits ci-dessus, en les plaçant verticalement. Au moyen d'une chicane, une pellicule d'eau est formée à l'extrémité supérieure du tube interne et sur sa surface intérieure. Elle tombe ensuite dans le bas, où l'excès d'eau et la vapeur produite sont collectés et dirigés vers le tambour de séparation. La vapeur ayant passé à travers le séparateur en sort et est envoyée au surchauffeur qui se compose d'échangeurs de chaleur horizontaux où le sodium-potassium circule dans la coque.

L'économiseur est aussi un élément horizontal et sert à réchauffer l'eau d'alimentation provenant du réservoir de dégazage et à la porter à la température d'ébullition avant de l'injecter dans le corps du bouilleur.

Le tableau 3 donne les résultats appropriés concernant l'échangeur de chaleur et le générateur de vapeur.

Tableau 3

Valeurs numériques concernant le système d'extraction de chaleur de la pile EBR

1. *Échangeur de chaleur intermédiaire*	
Longueur totale (14 pieds 8 pouces)	467,3 cm
Diamètre de l'enveloppe extérieure (17 pouces)	43,2 cm
Type de circulation	« Coque et tube » à double passage
Nombre de tubes	102
Type de tubes	Diamètre extérieur de trois quarts de pouce (19 mm), calibre 16, en épingle à cheveux.
Nature du tube	Nickel « A »
Aire extérieure des tubes (495 pieds carrés)	45,85 m²
2. *Tube échangeur de chaleur utilisé dans le surchauffeur, le bouilleur et l'économiseur*	
Longueur effective (9 pieds 6,75 pouces)	290,6 cm
Diamètre extérieur (2,625 pouces)	65 mm
Diamètre intérieur (2 pouces).	50,8 mm
3. *Surchauffeur*	
Nombre d'échangeurs de chaleur	4
Disposition	En série avec circulation à contre-courant
Aire totale intérieure de tube (20 pieds carrés)	1,8 m²
Grandeur de la coque (5 pouces)	12,7 cm
Aire de la section droite de la veine liquide passant dans la coque (14,6 pouces carrés).	94 cm²
Vitesse NaK (6,15 pieds par seconde)	190 cm/s
Vitesse de la vapeur, moyenne (58,8 pieds par seconde)	18 m/s
4. *Économiseur*	
Nombre d'échangeurs de chaleur	9
Disposition	En série avec circulation à contre-courant
Aire totale intérieure du tube (45 pieds carrés)	4,2 m²
Grandeur de l'enveloppe (5 pouces)	12,7 cm
Aire de la section droite de la veine liquide passant dans la coque (14,6 pouces carrés).	94 cm²
Vitesse de NaK (6,15 pieds par seconde)	190 cm/s
Vitesse de l'eau dans le cylindre annulaire entourant la chicane de 1,75 pouce de diamètre extérieur (3,43 pieds par seconde)	104 cm/s
5. *Bouilleur*	
Nombre d'échangeurs de chaleur	18
Disposition.	En parallèle avec circulation à contre-courant
Aire totale intérieure du tube (90 pieds carrés)	8,3 m²
Aire de la section droite de la veine liquide passant dans la coque pour chaque tube (1,98 pouce carré)	12,8 cm²
Grandeur de l'enveloppe (3 pouces)	76 mm
Vitesse NaK (2,51 pieds par seconde)	77 cm/s
Débit de l'eau	13 fois le débit de vapeur

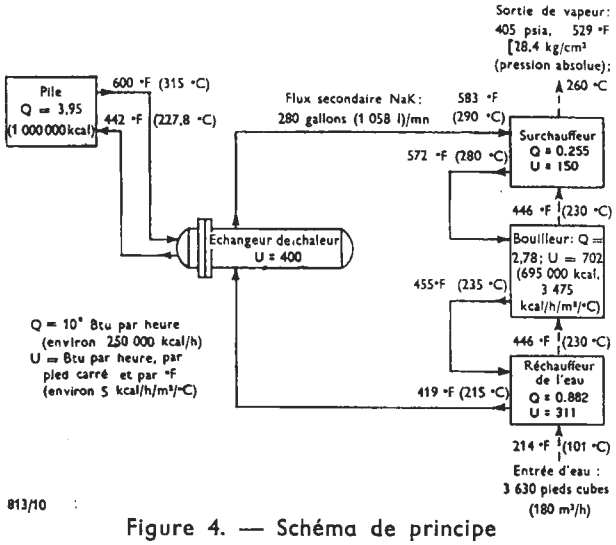


Figure 4. — Schéma de principe relatif à la production de chaleur dans la pile EBR.

N. B. — La disposition de cette figure n'a pas permis d'indiquer les équivalences de toutes les mesures en unités métriques. — L'abréviation *psia* signifie : *livre par pouce carré de pression absolue.*

La figure 4 est un schéma de principe relatif à la production calorifique donnant les valeurs mesurées des débits, les puissances calorifiques, les vitesses de transfert de chaleur, les températures et autres résultats appropriés, concernant le fonctionnement type. La figure 5 indique la répartition en fonction de la température des quantités de chaleur produites, ainsi que les différences de température dans l'installation.

Les valeurs calculées pour le coefficient de transfert de chaleur dans l'économiseur paraissent être très faibles. Il en ressort que les quatre derniers tubes transfèrent de la chaleur à l'eau saturée; on est arrivé à cette conclusion en mesurant les températures de l'eau en divers points dans chaque tube. En partageant l'économiseur en deux parties

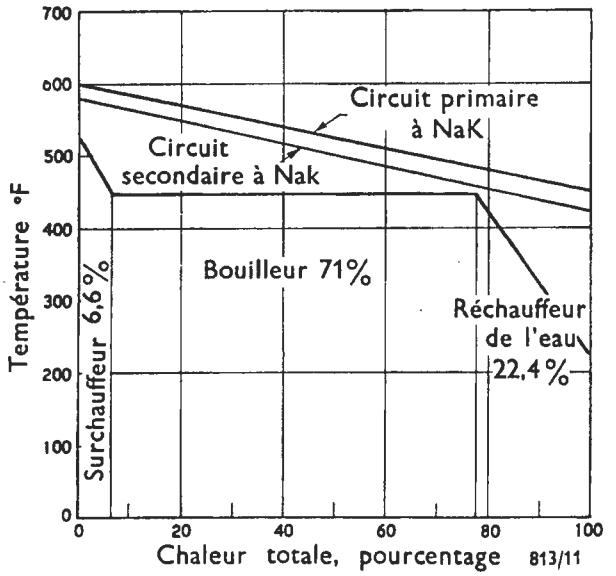


Figure 5. — Répartition de la puissance calorifique en fonction de la température dans la pile EBR.

qui englobent, la première, cinq tubes et la seconde, quatre tubes, on obtient des valeurs assez différentes. La première est 508 Btu par heure, par pied carré et par degré Fahrenheit (2 479 kcal/m²/h/°C) et la deuxième 204 Btu par heure, par pied carré et par degré Fahrenheit (995 kcal/m²/h/°C). Les différences de température dans la seconde partie sont très faibles pour le transfert de chaleur à l'ébullition; c'est le matelas de gaz produit qui peut être la cause des faibles valeurs obtenues.

La vapeur produite dans le générateur de vapeur est utilisée pour entraîner un turbo-alternateur et fournit de l'énergie pour le bâtiment et son voisinage. Plutôt que d'essayer de régler la puissance de la pile d'après la charge, cette puissance est maintenue constante et on produit un excédent de vapeur.

Une vanne de régulation de pression maintient constante la pression de vapeur en envoyant l'excédent directement au condenseur. Le rendement de cette installation est d'environ 17 pour cent. Cette valeur médiocre peut être attribuée à la petitesse de l'installation et au fait qu'elle ne fonctionne qu'à charge partielle.

Ce type de pile s'est révélé très sûr et a rendu d'excellents services durant les trois années et demie de fonctionnement. Elle a été utilisée pour un grand nombre d'expériences et a fourni 4×10^6 kWh de chaleur dont une bonne partie a été employée à la production de l'électricité servant au fonctionnement de l'installation. Cette installation est, par nature, tout à fait stable et à peu près autorégulatrice, de sorte qu'il est facile de maintenir l'ensemble dans les meilleurs conditions de marche.

Le flux de neutrons a été mesuré dans la pile en employant des lamelles de phosphore et d'or. L'observation de l'activité de 170 minutes du silicium-31, formé par réaction (*n*, *p*) sur le phosphore-31 de seuil égal à environ 1 MeV, a servi à mesurer le flux des neutrons de grande énergie. L'activité de 2,7 jours de l'or a été utilisée pour déterminer le flux des neutrons de basse énergie. Les flux absolus ont été évalués en comparant l'activité des feuilles de phosphore irradiées dans la pile avec celles d'une feuille de phosphore irradiée sur un plateau convertisseur d'uranium-235 placé dans un flux thermique connu. Le tableau 4 donne les valeurs des flux obtenus.

Tableau 4

Flux de neutrons dans la pile EBR

(*Toutes les valeurs sont prises sur l'axe de la pile*)

Position	Neutrons/cm²/s
Centre du cœur	$1{,}1 \times 10^{14}$
A la limite entre cœur et couche de récupération	$5{,}7 \times 10^{13}$
Paroi de la cuve de la pile	$2{,}9 \times 10^{12}$
Bord extérieur de la couche de récupération extérieure	$3{,}4 \times 10^{11}$
A 6 pouces (15 cm) du bord de la couche de récupération dans la colonne thermique	$1{,}8 \times 10^{12}$

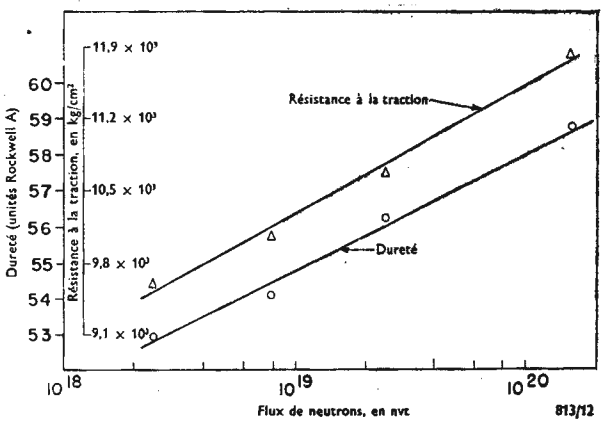


Figure 6. — Dureté et résistance à la traction de l'acier inoxydable type 347 en fonction du flux total.

Ces flux intenses de neutrons rapides font de cette pile un instrument très intéressant pour l'étude des dégâts causés par l'irradiation sur différentes matières. La figure 6 donne le résultat d'une série type de telles expériences. Les effets de l'irradiation sur la dureté et la résistance à la traction d'échantillons entaillés en acier inoxydable type 347, provenant de la coulée utilisée pour fabriquer la cuve, la chicane et les barres de EBR, ont été déterminés pour des irradiations jusqu'à $2{,}2 \times 10^{20}$ nvt. On remarquera que cette courbe donne le flux intégré avec une échelle logarithmique, c'est-à-dire que si l'on considère les effets enregistrés sur ces échantillons après environ une année de fonctionnement continu à pleine puissance, il faudrait dix années à la même position pour faire augmenter la dureté de 3 unités Rockwell supplémentaires ou la résistance à la traction de 20 000 livres par pouce carré (1 400 kg/cm²) supplémentaires, pourvu que n'apparaissent pas d'effets de saturation.

Le fonctionnement de la pile EBR avec production d'énergie pendant de longues périodes, avec la consommation d'uranium-235, la production et la consommation de plutonium-239 qui leur correspondent, a permis de déterminer le rapport réel de conversion de la pile et a fourni un point de départ pour l'extrapolation afin de prévoir les résultats que donneront les futurs projets. Le rapport de conversion (R.C.) est défini comme le rapport du nombre d'atomes de plutonium-239 produits pour chaque atome d'uranium-235 détruit.

$$\text{R.C.} = \frac{^{239}\text{Pu produit}}{^{235}\text{U ayant subi la fission}} \times \frac{^{235}\text{U ayant subi la fission}}{^{235}\text{U ayant subi la fission} + ^{236}\text{U produit}} \qquad (1)$$

ou

$$\text{R.C.} = \frac{N^{238}\,\bar{\sigma}_c^{238}}{N^{235}\,\bar{\sigma}_f^{235}} \times \frac{1}{1+\bar{\alpha}\,(235)} \qquad (2)$$

où N^{238} et N^{235} représentent les quantités relatives de matière fertile et de combustible contenues dans la pile. On a employé deux méthodes pour déterminer le rapport de conversion qui, malgré quelques différences pour certains résultats, ont donné des rapports de conversion de $1{,}00 \pm 0{,}04$ et $1{,}01 \pm 0{,}05$.

La méthode principale, la première prévue d'abord pour la mesure, consistait à déterminer radiochimiquement le nombre total (sommé dans le temps) des atomes de plutonium-239 produits et le nombre total des atomes d'uranium-235 ayant subi la fission pour un choix libre d'échantillons à l'intérieur du cœur et des couches de récupération. En associant ces résultats à une détermination de α, rapport de la capture radiative à la fission pour l'uranium-235, valeur moyenne étendue à l'ensemble de la pile, on a obtenu un rapport de conversion de $1{,}00 \pm 0{,}04$. Les détails sur ces techniques radiochimiques utilisées dans la détermination sont données ailleurs [4]. Une distribution type résultant de l'échantillonnage, la distribution de la production de plutonium dans les briques de la couche de récupération extérieure de EBR, est représentée à la figure 7. Les pourcentages relatifs au cœur, à la couche de récupération intérieure et à la couche de récupération extérieure de la valeur ainsi déterminée du rapport de conversion sont indiqués sommairement au tableau 5.

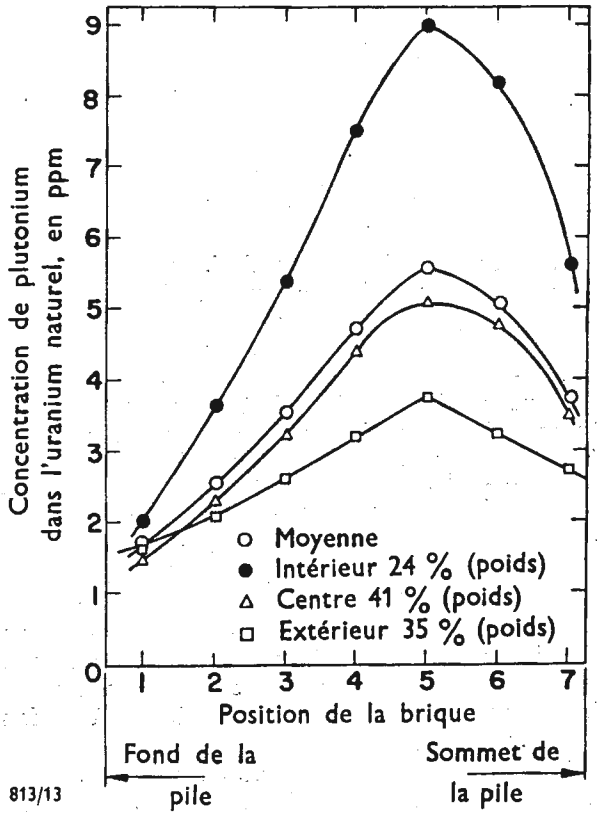


Figure 7. — Distribution du plutonium dans les briques de la couche de récupération extérieure de EBR.

Tableau 5

Comparaison entre les déterminations physique et radiochimique du rapport de conversion

	Atomes d'uranium-235 détruits		Atomes de plutonium-239 produits	
	Détermination radiochimique	Détermination physique	Détermination radiochimique	Détermination physique
Cœur	0,909	0,908	0,004	0,004
Couche de récupération intérieure . .	0,038	0,029	0,354	0,331
Couche de récupération extérieure . .	0,050	0,060	0,595	0,639
Barres de réglage . .	0,003	0,003	0,042	0,035
TOTAL	1,00	1,00	1,00	1,00

$\bar{\alpha}$ cœur $= 0{,}138$ $\bar{\alpha}$ pile $= 0{,}143$

Une méthode secondaire pour la recherche du rapport de conversion de la pile consiste à mesurer, pour une courte irradiation, la distribution des taux de fission de l'uranium-235 et de capture de l'uranium-238 en différents points du cœur et de la couche de récupération.

La distribution relative des fissions dans la pile a été déterminée point par point en utilisant à la fois des compteurs de fission et l'irradiation de lamelles. De minces lamelles d'uranium-235 enrichi ont été irradiées en différents points du cœur de la pile et de la couche de récupération. La somme des activités des rayons gamma émis par les produits de fission ainsi obtenus a été mesurée avec un compteur à scintillations à iodure de sodium pour déterminer le taux de fission. Des séries de déterminations par irradiation de lamelles le long de verticales pour deux directions radiales passant par le centre de la pile ont été normalisées par comparaison à une feuille irradiée au même instant dans la colonne thermique; ainsi, on a obtenu, en fonction de la position, le taux de distribution des fissions rapides pour chaque fission dans la colonne thermique. La distribution des fissions rapides a été aussi déterminée en employant de petits compteurs de fissions qui étaient introduits dans la pile par des tubes vides. Les dimensions de ces compteurs à fissions étaient : diamètre 1 cm, longueur 4 cm, avec une électrode centrale recouverte d'uranium-235 enrichi. On a obtenu à nouveau la distribution des fissions rapides par fission de la colonne thermique en plaçant le compteur à fissions dans la colonne thermique et en réalisant en même temps des normalisations en employant des chambres d'ionisation à fluorure de bore pour déterminer la puissance de la pile. Les figures 8 et 9 représentent la distribution type du taux de fission à la fois axiale et radiale.

La distribution des captures dans l'uranium-238 a été déterminée en irradiant de minces lamelles d'uranium-238 en un certain nombre de points répartis dans la pile. Une série de mesures, en différents points d'une verticale, a été réalisée avec des

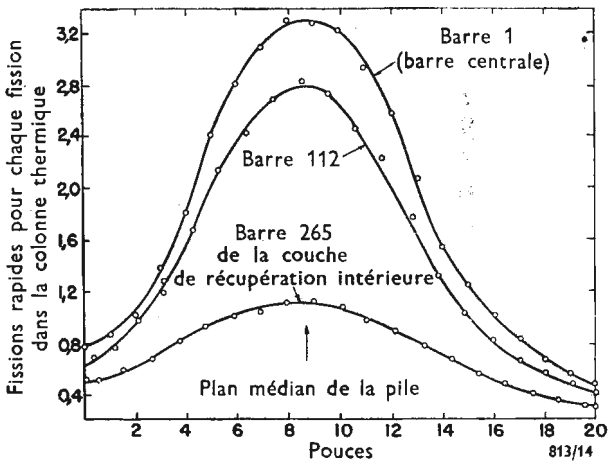


Figure 8. — Distribution de fission de l'uranium-235 le long de l'axe vertical de la pile EBR.

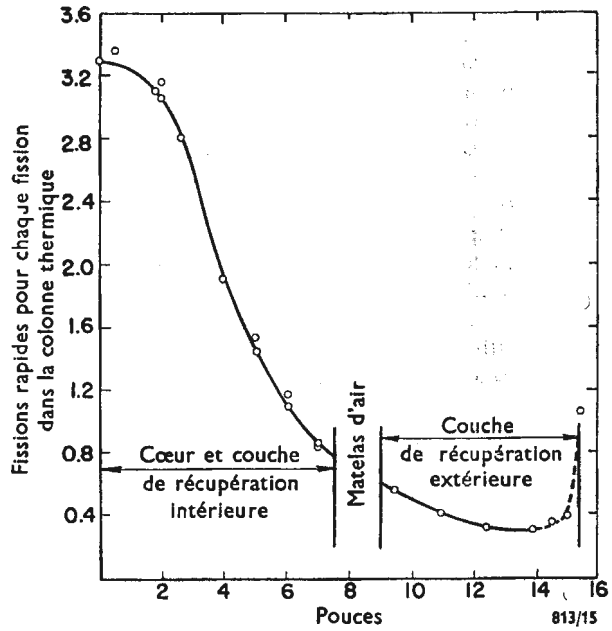


Figure 9. — Distribution radiale de fission de l'uranium-235 dans le plan médian de la pile EBR.

lamelles en sandwich entre les cartouches du cœur ou de la couche de récupération suivant le cas, la normalisation des différentes irradiations étant faite à l'aide d'une lamelle irradiée dans la colonne thermique de la pile. Les réactions qui se produisent sont :

$$n + {}^{238}\mathrm{U} \longrightarrow {}^{239}\mathrm{U} \xrightarrow[23{,}5 \text{ minutes}]{\beta, \gamma}$$

$${}^{239}\mathrm{Np} \xrightarrow[2{,}33 \text{ jours}]{\beta, \gamma} {}^{239}\mathrm{Pu} \xrightarrow[2{,}3 \times 10^4 \text{ ans}]{\alpha, \gamma}$$

Le taux de capture est obtenu en observant les rayons gamma de 100 keV émis par la décroissance du neptunium-239 avec un analyseur classique de hauteur d'impulsion à un seul canal, comme l'ont indiqué Axtmann et Stutheit [5]. L'analyseur était réglé de manière à observer exactement le sommet du maximum photoélectrique de 100 keV dans un

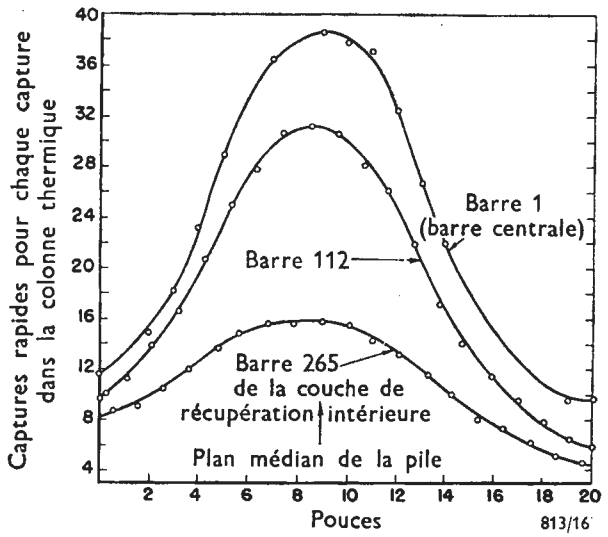


Figure 10. — Distribution des captures dans l'uranium-238 le long de l'axe vertical de la pile EBR.

mince cristal d'iodure de sodium. On obtient avec ces lamelles une distribution des captures rapides pour chaque capture dans la colonne thermique en fonction de la position dans la pile.

L'intégration des captures rapides pour chaque capture dans la colonne thermique, étendue au volume total de la pile, a donné le taux total de capture pour chaque capture de la colonne thermique pour la pile. La figure 10 représente cette distribution des captures rapides pour chaque capture dans la colonne thermique le long d'une verticale. La figure 11 représente cette distribution le long d'un rayon du plan médian.

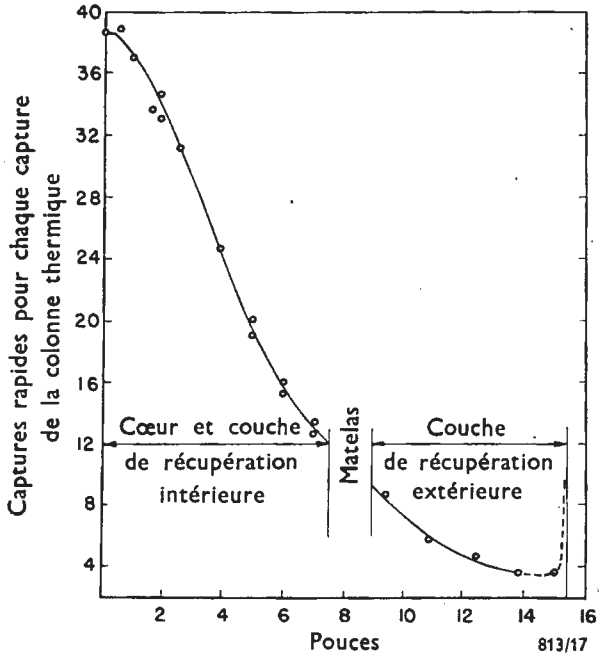


Figure 11. — Distribution radiale des captures de l'uranium-238 dans le plan médian de la pile EBR.

Pour arriver au rapport de conversion, il faut normaliser convenablement ces distributions du taux lorsqu'on les utilise pour déterminer la valeur de α pour l'uranium-235. La normalisation correcte, c'est-à-dire le rapport correct de la section efficace effective de capture de l'uranium-238 à la section efficace effective de fission d'uranium-235, peut s'écrire ainsi qu'il suit :

$$\frac{\bar{\sigma}_c^{238}}{\bar{\sigma}_f^{235}} = \frac{\sigma_c^{th}}{\sigma_f^{th}} \times \frac{C_c^f}{C_c^s\left(1-\frac{1}{CR_c}\right)} \times \frac{C_f^s\left(1-\frac{1}{CR_f}\right)}{C_f^f} \quad (3)$$

avec $\sigma_c^{th} = 2{,}8$ barns (section efficace thermique de l'uranium-238); $\sigma_f^{th} = 580$ barns (section efficace thermique de fission de l'uranium-235); C_c^f = taux de comptage d'une lamelle d'uranium-238 appauvri irradiée dans le flux rapide; C_c^s = taux de comptage d'une lamelle d'uranium-238 appauvri irradiée dans la colonne thermique; C_f^f = taux de comptage d'une lamelle d'uranium-238 enrichi irradiée dans le flux rapide; C_f^s = taux de comptage d'une lamelle d'uranium-235 enrichi irradiée dans la colonne thermique; CR^f = rapport de cadmium d'une lamelle d'uranium-235 irradiée dans la colonne thermique; CR_c = rapport de cadmium d'une lamelle d'uranium-238 irradiée dans la colonne thermique.

Le rapport de conversion est obtenu par intégration de la distribution normalisée des captures et des fissions, étendue à l'ensemble de la pile.

$$\text{R.C.} = \frac{\sigma_c^{th}\left(1-\frac{1}{CR_f}\right)\int N^{28}(C_c^f/C_c^s\,dV)}{\sigma_f^{th}\left(1-\frac{1}{CR_c}\right)\int N^{25}(C_f^f/C_f^s)\,dV} \times \frac{1}{1+\bar{\alpha}} \quad (4)$$

où N^{28} et N^{25} sont les quantités relatives d'uranium-238 et d'uranium-235 dans toute la pile.

Le rapport de conversion est ainsi déterminé par des procédés de physique, et le tableau 5 en indique les pourcentages relatifs au cœur, à la couche de récupération intérieure et à la couche de récupération extérieure. Pour la couche de récupération extérieure mobile, dans sa position d'efficacité maximum, le rapport de conversion déterminé est $1{,}01 \pm 0{,}05$.

Il semble résulter des observations qu'un nombre considérable de neutrons s'échappent de la couche de récupération de la pile EBR et qu'une couche de récupération plus efficace permettrait d'obtenir un rapport de conversion voisin de 1,3.

Des calculs de géométrie sphérique faite sur la pile EBR d'après la méthode à plusieurs groupes, en supposant une couche de récupération théorique de même composition que la couche de récupération radiale de EBR et d'épaisseur égale, entourée d'un réflecteur solide en graphite de 2 pieds (60 cm), donnent une perte de 0,2 neutron pour chaque atome d'uranium-235 détruit dans le cœur. Dans la pile EBR réelle, la partie supérieure de la couche de récupération est bien moins efficace que la partie radiale, et ni la partie supérieure ni la partie

inférieure ne sont entourées de graphite. De plus, une brique de la couche radiale sur sept se trouve faire face aux trous d'irradiation, et non au graphite du réflecteur.

Il y a plus; dans la colonne thermique, le réflecteur de graphite, épais de 2 pieds (60 cm), est renforcé de plusieurs pieds supplémentaires de graphite; les mesures qui y sont faites indiquent de telles fuites dans cette direction que, même avec une couche de récupération épaisse d'un pied (30 cm) et un réflecteur de graphite très épais, 2 à 3 pour cent des neutrons s'échapperaient encore de la couche de récupération.

On ne dispose que de données insuffisantes pour calculer les pertes aux parties supérieures et inférieures de la couche de récupération. Cependant, si l'on étudie, aux figures 7, 8 et 10, la distribution axiale de la production de plutonium et celle des fissions de l'uranium-235, on ne constate aucun flux net de neutrons à travers le plan principal de la pile. Cela posé, si les effets de la couche de récupération dissymétrique au-dessus et au-dessous du cœur sont traités séparément, on obtient pour rapport de conversion relatif à la moitié inférieure du réacteur 1,2, tandis que, pour la moitié supérieure, il est égal à 0,8.

Puisqu'il y a une perte de neutrons considérable, même pour la moitié inférieure de la pile, on peut en conclure qu'une couche de récupération entourant la pile tout entière donnerait un rapport de conversion supérieur à 1,2.

Le bilan des neutrons confirme cette hypothèse. Le rapport de conversion peut s'exprimer ainsi :

$$\text{R.C.} = \frac{\nu - 1 - \alpha - A - L + F(\nu - 1)}{1 + \alpha} \qquad (5)$$

où $\nu = 2{,}5$ neutrons par fission; $\alpha = \frac{\sigma_c^{235}_{U}}{\sigma_f^{235}_{U}} = 0{,}143$;

A = neutrons absorbés dans les matériaux de construction et le réfrigérant = 0,08, en supposant une section efficace effective de capture de 40 millibarns pour le fer; L = neutrons s'échappant de la couche de récupération par fission d'uranium-235; F = fissions d'uranium-238 pour chaque fission d'uranium-235 = 0,174 d'après l'intégration des valeurs du taux de fission d'uranium-238; R.C. = 1,01.

Le calcul des pertes donne $L = 0{,}36$ neutron pour chaque fission d'uranium-238. Si 90 pour cent de ces neutrons perdus pouvaient être capturés dans l'uranium-238, le coefficient de régénération deviendrait sensiblement égal à 1,3.

Les deux méthodes employées en vue d'obtenir le rapport de conversion font usage de la valeur de α relative à l'uranium-235 en fonction de la position dans le réacteur. De plus, le combustible irradié a fourni matière à faire des mesures concernant le cœur, dont l'α joue un rôle important pour le facteur de conversion. En outre, les barres irradiées de la couche de récupération ont fourni une matière servant à déterminer l'α du plutonium-239 formé dans cette couche. Des analyses au spectromètre de masse de cette matière ont donné le rapport de l'uranium-236 à l'uranium-235 dans le cœur et celui du plutonium-240 au plutonium-239 dans la couche de récupération. Ces rapports, ainsi que, d'une part, la détermination des fissions d'uranium-235 dans la substance du cœur et, d'autre part, le nombre de fissions du plutonium-239 estimé d'après la distribution mesurée et normalisée du taux de fission du plutonium-239, donnent les valeurs respectives de α. Les valeurs de α relatives à l'uranium-235 pour diverses positions sur un rayon du cœur sont données par le tableau 6 et représentées sur la figure 12; les valeurs de α relatives au plutonium-239 pour diverses positions sur un rayon de la couche de récupération sont données par le tableau 7 et représentées sur la figure 13. Des détails sur les techniques employées sont présentés par ailleurs [6].

Tableau 6

Rapport (α) de la capture radiative à la fission pour l'uranium-235 dans la pile EBR

Distance au centre en centimètres	$\frac{^{236}U}{^{235}U} \times 10^4$	α
0,0	$4{,}5 \pm 0{,}5$	$0{,}11 \pm 0{,}01$
5,0	$4{,}6 \pm 0{,}7$	$0{,}13 \pm 0{,}02$
0,4.	$4{,}4 \pm 0{,}2$	$0{,}17 \pm 0{,}01$

Il est évident que, lorsqu'on se déplace du centre du cœur vers l'extérieur, avec l'affaiblissement corrélatif du spectre de neutrons, l'α de l'uranium-235 croît, s'élevant de 0,11 au centre du cœur à 0,17 à sa périphérie. Dans la couche de récupération, l'effet de l'affaiblissement du spectre, particulièrement près du réflecteur de graphite, est très prononcé. Pour le plutonium-239, α varie de 0,06 de la face intérieure de la couche de récupération à 0,44 pour la face extérieure.

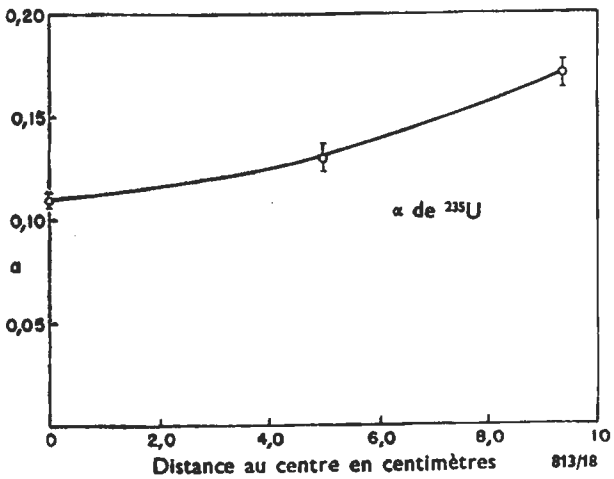


Figure 12. — Rapport (α) de la capture à la fission pour l'uranium-235 dans la pile EBR.

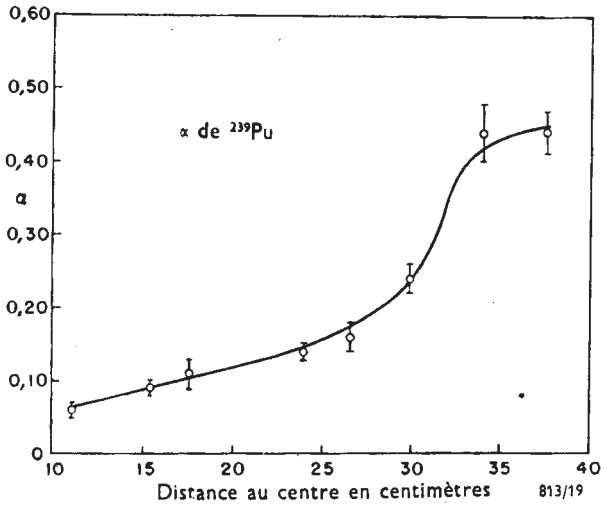


Figure 13. — Rapport (α) de la capture radiative à la fission pour le plutonium-239 dans la pile EBR.

Tableau 7

Rapport (α) de la capture radiative à la fission pour le plutonium-239 dans la pile EBR

Distance au centre en centimètres	$\frac{^{240}Pu}{^{239}Pu} \times 10^3$	α
11,1	1,1 ± 0,2	0,06 ± 0,01
15,4	1,0 ± 0,1	0,09 ± 0,01
17,6	0,9 ± 0,2	0,11 ± 0,02
23,9	3,2 ± 0,2	0,14 ± 0,01
26,5	2,8 ± 0,3	0,16 ± 0,02
29,8	3,5 ± 0,4	0,24 ± 0,02
34,1	6,8 ± 0,7	0,44 ± 0,04
37,6	23,0 ± 1,6	0,44 ± 0,03

Il est aussi évident que, si l'on compare une pile autogénératrice alimentée en plutonium à une pile convertisseuse alimentée en uranium-235, en admettant la même perte de neutrons et par fuite et par capture parasite (*CL*), le même taux de fission rapide, F $(\nu^{28} - 1)$ et le même spectre de neutrons pour les hautes énergies, le taux de régénération (B.R.)

$$\text{B.R.} = \frac{\nu - 1 - \alpha - CL + F\,(\nu^{28} - 1)}{1 + \alpha} \qquad (6)$$

de la pile alimentée en plutonium peut être beaucoup plus élevé que le taux de conversion d'une pile alimentée en uranium, d'abord à cause du plus grand ν du plutonium-239 (2,9 au lieu de 2,48 pour l'uranium-235), mais aussi parce que, pour le plutonium, α peut être plus faible.

Tenant compte de cette forte variation de α avec le spectre d'énergies des neutrons aussi bien qu'avec la variation des autres sections efficaces suivant l'énergie des neutrons, on s'est attaché tout particulièrement, dans la pile EBR, à la détermination du spectre d'énergie. Malheureusement, dans le domaine d'énergie qui présente de l'intérêt, et qui va de quelques kilovolts à quelques milliers de kilovolts, les mesures sont difficiles, l'écueil principal étant l'absence de spectromètre convenable utilisable dans la gamme d'énergies de 10 à 500 keV.

On a cherché à résoudre ce problème de deux façons. D'abord, par des mesures détaillées du spectre des neutrons dans un faisceau sortant de la pile qui ont été faites avec une chambre à détente et, pour les énergies plus grandes, avec des plateaux à protons de recul. Ensuite, par des mesures des rapports de fission de différents isotopes fissiles, ces rapports donnant des renseignements complets sur le spectre. L'exécution de ces mesures n'est pas complètement terminée et les résultats obtenus sont provisoires.

Des mesures sur le faisceau ont été faites au centre du cœur et à 2,6 pouces (6,5 cm) de ce centre. Le tube employé pour faire sortir le faisceau de la pile avait 11 pieds 10 pouces de long (3,55 mètres); il était prolongé par un chemisage d'acier de 2 pieds (60 cm) placé dans un bloc de plomb posé au haut du bouclier de béton. La collimation du faisceau était donc déterminée par un canal chemisé d'acier, de 0,40 pouce (1 cm) de diamètre intérieur, 14 pieds de long (420 cm), portant une fente de 2 pouces (5 cm) ménagée dans sa paroi à 2 pieds (60 cm) de l'extrémité. L'alignement du collimateur était vérifié optiquement. Des films photographiques exposés dans le faisceau donnaient des taches circulaires de teinte apparemment uniforme. Une difficulté importante des mesures faites sur le faisceau consiste à déterminer la correspondance des spectres dans le cœur et dans le faisceau. Pour établir cette correspondance, le tube était rempli jusqu'au plan diamétral vertical du cœur avec un mélange d'uranium, de sodium-potassium et de fer, identique à quelques parties pour cent près à la composition réelle du cœur. La correspondance du spectre du cœur et du faisceau extrait était vérifiée en déterminant les rapports de fission de l'uranium-235 et de l'uranium-238 avec les compteurs à fissions, et le rapport des activités du phosphore et de l'or en utilisant des lamelles à la fois dans le cœur et dans le faisceau. Les résultats de ces mesures sont donnés au tableau 8. Aux erreurs expérimentales près, le spectre dans le faisceau était le même que dans le cœur.

La chambre à détente remplie d'hydrogène qui servait à mesurer le spectre de neutrons des faisceaux avait 12 pouces (30 cm) de diamètre et une hauteur de 2 pouces (5 cm). Les substances hydrogénées étaient soigneusement soustraites du voisinage immédiat de la chambre à détente, afin de réduire les effets de diffusion qui pourraient donner des traces parasites. Grâce à cette précaution, on a éliminé presque totalement les traces ne provenant pas du faisceau de neutrons; celui-ci était fin et bien défini.

La chambre se détendait à des intervalles de temps de 30 secondes environ (prise de vues stéréoscopiques). Un dispositif à miroirs permettait de

Tableau 8

Mesures concernant le faisceau issu de la position d'une barre centrale dans la pile EBR

Compteurs de fissions

Position	Distorsion du compteur d'uranium-238 en volts	Distorsion du compteur d'uranium-235 en volts	Fissions ^{235}U au compteur / Fissions ^{238}U au compteur
Cœur . . .	150	200	9,0 ± 2,5
Faisceau . .	150	200	10,9 ± 2,5
Lamelles . .	200	300	7,3 ± 2,0
Faisceau . .	200	300	8,6 ± 2,0

Lamelles

Position	Activité du phosphore / Activité de l'or
Cœur	1,98 ± 0,20
Faisceau	1,95 ± 0,20

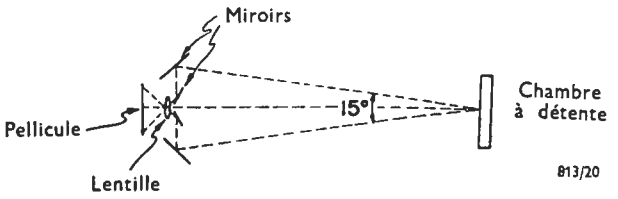


Figure 14. — Dispositif stéréoscopique pour enregistrer les traces.

prendre simultanément trois vues à l'aide d'un seul appareil suivant le schéma de la figure 14; les vues obliques ainsi réalisées permettaient la mesure de l'angle d'inclinaison de la trace dans la chambre à détente.

On a tenu compte des traces qui faisaient un angle supérieur à 5 degrés avec le plan de la chambre à détente et qui satisfaisaient aux conditions suivantes : elles devaient prendre naissance dans la moitié inférieure de la chambre, le long de la trajectoire du faisceau incident du neutron, et faire un angle inférieur à 30 degrés avec la direction du faisceau vertical. Cette restriction à des angles de recul de moins de 30 degrés était imposée pour deux raisons : parce qu'on désirait réduire l'erreur sur le coefficient de correction angulaire, en cosinus carré, et parce que le système stéréoscopique est plus sensible à l'angle d'inclinaison à la verticale ou au voisinage de la verticale.

Les longueurs et les angles de recul des traces, mesurés de cette façon à partir de la prise de vue centrale, étaient convertis en énergie de neutrons et corrigés pour tenir compte de l'angle de recul et de la section efficace pour la diffusion (n, p); on tenait compte également du fait qu'une trace ayant franchi le volume illuminé pouvait avoir été oubliée dans le dénombrement.

On a trouvé environ 5 000 traces au cours de l'ensemble des recherches; ces traces correspondaient à quatre pressions de la chambre à détente : 15, 30, 60 et 120 cm de mercure; elles couvraient ainsi de manière satisfaisante l'intervalle compris entre 100 keV et 1 MeV.

Pour de plus grandes énergies, on a observé les traces des protons de recul par une technique utilisant les émulsions nucléaires. Ces émulsions (plaques Ilford C-2) ont été exposées au faisceau, exactement au-dessous de la chambre à détente, pour quelques centaines de wattsecondes du fonctionnement de la pile. Elles ont été développées et ont fait l'objet de mesures par les méthodes courantes utilisant les traces qui font un angle compris entre -7 degrés et $+7$ degrés par rapport à la direction du faisceau dans l'émulsion. Les résultats ont donné un spectre que l'on juge utilisable entre 800 keV et 4 MeV.

Le spectre complet a été ensuite obtenu en ajustant les deux observations dans la région commune. Les résultats sont indiqués sur les figures 15 et 16.

La figure 17 montre la comparaison des spectres en deux points, normalisés au spectre de fission, à 3 MeV. Il est évident que le spectre s'affaiblit quand on s'éloigne du centre. Il est évident, également, que des mesures doivent être faites aux énergies plus faibles pour compléter le spectre.

On peut vérifier l'exactitude de ces spectres en comparant les valeurs expérimentales ainsi obtenues et les valeurs que fournissent les calculs quant aux rapports de fission ou d'activation concernant des substances de section efficace assez bien connues et exposées au spectre mesuré. Une telle comparaison est donnée au tableau 9.

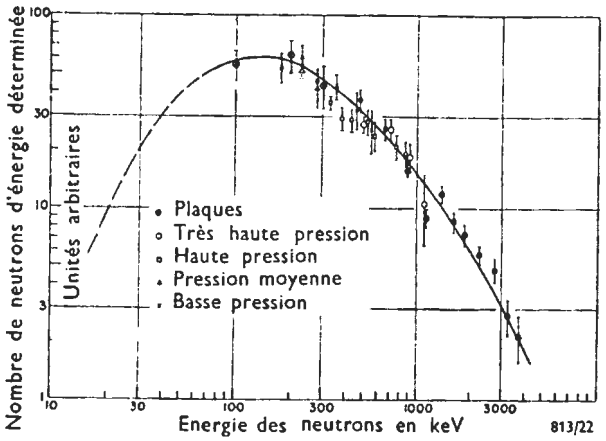


Figure 15. — Spectre de neutrons provenant d'un canal voisin du centre du cœur dans la pile EBR.

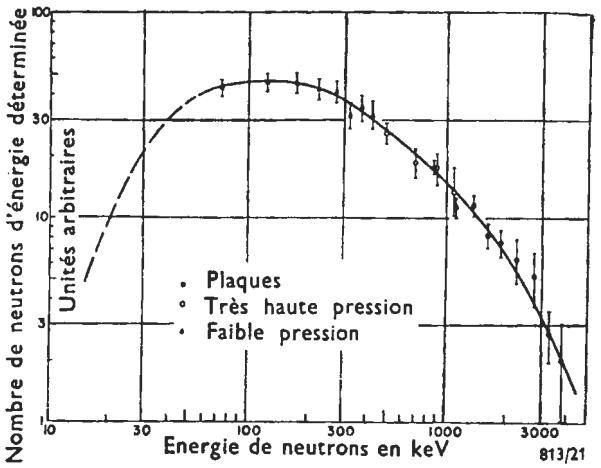


Figure 16. — Spectre des neutrons dans le canal n° 118 (2,6 pouces (6,5 cm) du centre) dans la pile EBR.

Tableau 9

Comparaison des rapports des taux de réaction mesurés et des rapports calculés à partir du spectre

	Canal 1 (centre)		Canal 118 2,6 pouces (6,5 cm) du centre	
	Calcul d'après le spectre de la figure 15	Valeur expérimentale	Calcul d'après le spectre de la figure 16	Valeur expérimentale
Taux de fission de ^{235}U / Taux de fission de ^{238}U	7,9 ± 0,9	8,7 ± 0,5	9,7 ± 1,1	9,5 ± 0,5
Activation de l'or / Activation du phosphore dans la pile	3,6 ± 0,4	3,7 ± 0,4	5,0 ± 0,7	4,2 ± 0,4
Activation de l'or / Activation de phosphore dans le spectre de fission				

Comme on l'a déjà mentionné, la connaissance du spectre intégral peut être obtenue en comparant les rapports d'activité ou les rapports de fissions produites par les neutrons du spectre pour des isotopes dont les sections efficaces sont connues et qui varient de façon différente dans le domaine d'énergie qui nous intéresse. Les réactions avec seuil sont particulièrement utiles pour cette étude. Un programme de telles mesures est en cours d'exécution avec la pile EBR. Puisque le rapport des réactions est la quantité cherchée, les mesures peuvent être faites, soit en valeur absolue, telle que la détermination radiochimique des fissions totales ou le comptage des fissions avec des compteurs d'efficacité connue contenant des quantités connues de substance, soit en valeur relative par normalisation

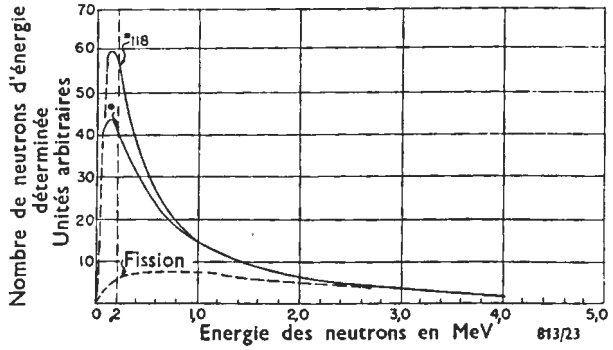


Figure 17. — Spectre des neutrons dans les canaux n° 1 et 118 au centre et à 6,5 centimètres du centre du cœur dans la pile EBR.

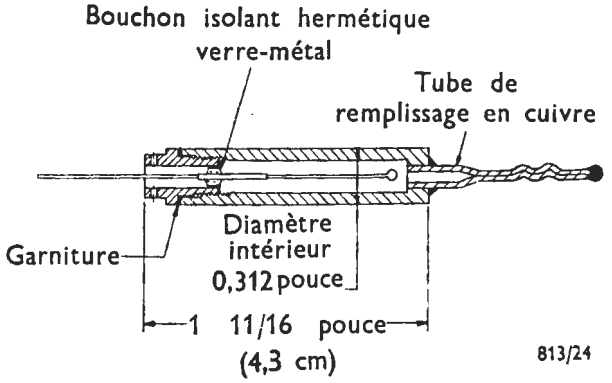


Figure 18. — Compteur de fission employé pour les mesures de taux de fission.

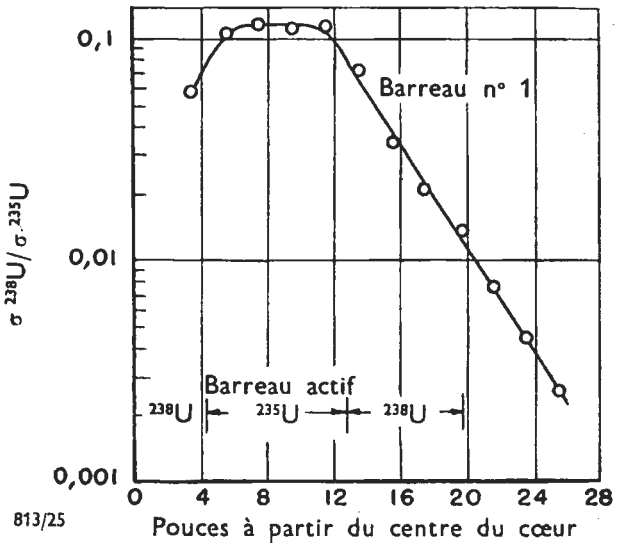


Figure 19. — Détermination, le long de la verticale, du rapport de fission $^{238}U/^{235}U$ au centre de la pile EBR.

avec un flux thermique, lorsqu'on connaît la section efficace dans le flux thermique, ou par l'emploi de mélanges connus d'une substance à seuil de fission avec l'uranium-235 dans un flux thermique. Dans le dernier cas, la comparaison avec les résultats fournis par un compteur à uranium-235 donne la quantité de fission dans le flux rapide due au diluant de l'uranium-235.

Les compteurs miniatures de fission, déjà mentionnés, ont été mis au point pour ces mesures dans EBR. La figure 18 représente un schéma de ce compteur. Le rapport de fission uranium-238/uranium-235, mesuré le long de l'axe vertical, est indiqué à la figure 19, et la distribution radiale dans le plan médian de la pile est représentée à la figure 20.

Le tableau 10 donne les rapports de fission de différentes substances au centre du cœur.

Tableau 10

Rapport de fission au centre du cœur de la pile EBR

Matières	Rapport
$^{238}U/^{235}U$	0,115
$^{232}Th/^{235}U$.	0,030 5
$^{239}Pu/^{235}U$.	1,42
$^{234}U/^{235}U$	0,625

Les mesures de la valeur relative du combustible, au point de vue de la réactivité, en fonction de la position dans la pile, sont d'un certain intérêt pour la théorie des piles. Cette variation est représentée à la figure 21 pour une cartouche de combustible

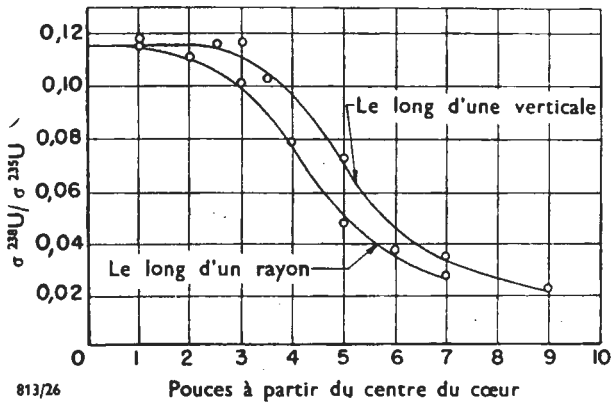


Figure 20. — Détermination du rapport de fission $^{238}U/^{235}U$ dans EBR.

normale. A une distance de 3,75 pouces (9,4 cm) du centre du cœur, où le combustible a une valeur de 74 *inhours*, un volume égal d'uranium normal a pour valeur 27 *inhours*, et l'acier, 24 *inhours*. Dans tous les cas, on remplaçait la barre-échantillon par le réfrigérant sodium-potassium. Il est également intéressant de noter que le remplacement de la totalité de la couche de récupération extérieure par une enveloppe de plomb de même volume n'entraîne presque aucune variation de la réactivité.

Ces mesures se poursuivent et des techniques nouvelles et meilleures sont à l'étude. On prévoit aussi, dans un avenir prochain, d'alimenter la pile avec du plutonium et de refaire la plupart de ces mesures avec cette nouvelle charge.

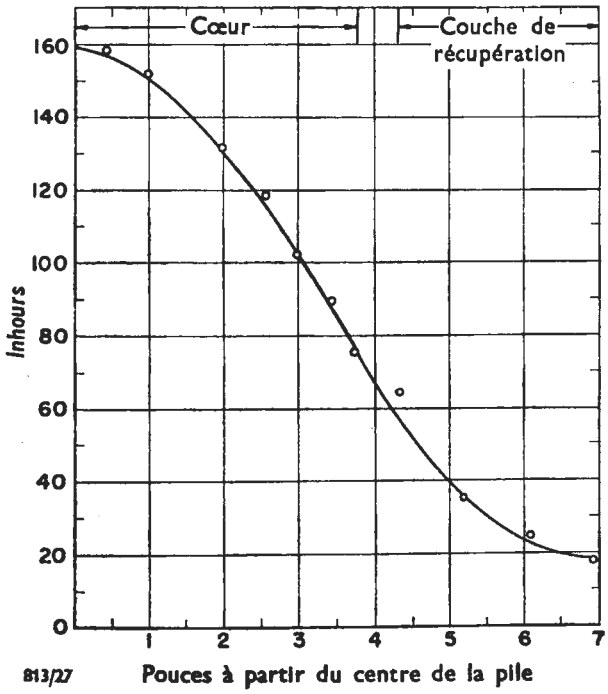


Figure 21. — Valeur en « inhours » d'un barreau actif de la pile EBR.

BIBLIOGRAPHIE

1. Zinn W. H., *Basic Problems in Central-Station Nuclear Power*, Nucleonics, septembre 1952, 10 (n° 9) : 8-14.
2. Hughes D. J., Dabbs J., Cahn A. and Hall D., *Delayed Neutrons from Fission of U^{235}*, Phys. Rev., 1948, 73 : 111.
3. Trocki T. *et al.*, *Utilisation du sodium et de l'alliage sodium-potassium pour le refroidissement des piles et pour la production de la vapeur.* Voir mémoire P/123, Actes de la présente Conférence, vol. IX, séance 19 B.1.
4. Crouthamel C. E. et Turk E., *Détermination des constantes nucléaires par des méthodes chimiques.* Voir mémoire P/721, Actes de la présente Conférence, vol. VII, séance 8 B.1.
5. Axtmann R. C. et Stutheit J. S., *Scintillation Counting of Natural Uranium Foils*, Nucleonics, juillet 1954, 12 (7) : 52.
6. Inghram M. G. *et al.*, *Les méthodes spectrométriques de masse pour déterminer les constantes nucléaires.* Voir mémoire P/596, Actes de la présente Conférence, vol. IV, séance 16 A.1.

Programme de la Commission de l'énergie atomique des États-Unis d'Amérique pour la construction de génératrices nucléaires pour les besoins civils : grandes lignes et objectifs

par U. M. Staebler*

Les besoins en énergie du monde augmentent rapidement, tant à cause de l'accroissement de la population que de l'accroissement des besoins en énergie de chaque individu. Un plus grand emploi d'énergie par personne est un facteur essentiel pour une production plus grande et un niveau de vie matérielle plus élevé. Il est naturel, par conséquent, que la première preuve de l'existence de ressources en énergie entièrement nouvelles soit annoncée comme un événement important de l'histoire. Il en fut ainsi de la preuve de la réaction de fission en chaîne auto-entretenue, en décembre 1942, à l'Université de Chicago. Depuis cet événement historique, un effort énorme a été consacré au développement de la technologie qui permettra les applications pratiques de l'énergie issue du phénomène de fission.

Aux États-Unis d'Amérique, cette recherche et cet effort de mise au point ont mis à contribution le talent et l'habileté professionnelle d'un nombre croissant de chercheurs et d'ingénieurs durant les douze ans et demi qui nous séparent du commencement de la première réaction en chaîne.

Pour cet effort, la pleine responsabilité, tant sur le plan administratif que sur le plan scientifique, a été confiée à la Commission de l'énergie atomique des États-Unis d'Amérique (USAEC) qui fut créée par la loi sur l'énergie atomique de 1946. Depuis sa création, la commission a apporté son aide au développement de la technologie des génératrices nucléaires à partir des études technologiques et grâce aux installations que lui laissait son prédécesseur, le Manhattan District de l'Army Corps of Engineers. La Division of Reactor Development (Département des études de piles) fut organisée au sein de la commission, le 1er février 1949, dans l'intention de donner une attention plus grande à ce domaine important. Un plan pour la construction de quatre grandes piles faisant partie du programme visant à l'utilisation pratique de l'énergie produite par les piles fut annoncé au début de 1949. Pour comprendre notre programme actuel, il est important de faire une revue rapide des projets qui découlèrent finalement de ce programme initial.

1. *La pile EBR (Experimental Breeder Reactor)* a fourni plus de 100 kW d'électricité en décembre 1951; ce fut donc la première pile atomique à produire de l'énergie électrique. Elle constitue l'un des jalons très importants dans notre programme de génératrices nucléaires. Cette pile est encore en fonctionnement à la National Reactor Testing Station, Arco, Idaho, fournissant des données pour l'étude des piles autorégénératrices à neutrons rapides, productrices d'énergie.

2. *La pile MTR (Materials Testing Reactor)* fut mise en fonctionnement à la National Reactor Testing Station, Arco, Idaho, en mai 1952. Elle a été un outil particulièrement utile pour évaluer les effets des rayonnements intéressés émis par une pile sur divers matériaux.

3. *La pile HRE (Homogeneous Reactor Experiment)* produisit plus de 150 kW de puissance électrique, le 24 février 1953, à Oak Ridge, Tennessee. Cette pile a apporté des renseignements de haute valeur sur les caractéristiques de fonctionnement d'une génératrice nucléaire à circulation de combustible. Elle cessa de fonctionner et fut démontée au début de 1954 pour céder la place à une seconde pile homogène expérimentale, qui sera décrite au cours de l'exposé de notre programme civil actuel de génératrices nucléaires.

4. *La pile STR (Submarine Thermal Reactor)* a été la première à produire des quantités importantes d'énergie, le 31 mai 1953, à la National Reactor Testing Station, Arco, Idaho. Cette pile est encore en fonctionnement, et c'est d'elle que découle une grande partie de nos connaissances techniques sur les génératrices nucléaires, utilisant l'eau comme ralentisseur et réfrigérant.

Outre les projets de piles résumés ci-dessus, qui forment les éléments principaux du programme initial de la commission relatif aux génératrices nucléaires, s'est développé un programme très vaste de recherches et de mise au point, sans lien avec ces projets spécifiques de piles. Ce programme s'étend

---

Original : anglais.

* Commission de l'énergie atomique des États-Unis d'Amérique.

des études fondamentales sur des problèmes tels que les dommages causés par les rayonnements, aux essais d'organes de structure. Diverses autres piles ont joué un rôle important en apportant leur contribution à nos connaissances techniques sur les génératrices nucléaires : il s'agit de simples piles de recherche employées comme sources de neutrons pour des études expérimentales. Mentionnons spécialement la pile à neutrons rapides utilisant le plutonium comme combustible et le mercure comme réfrigérant, qui a contribué à étendre nos connaissances techniques sur des combustibles et des fluides de refroidissement nouveaux. Cette pile fut construite par le Los Alamos Scientific Laboratory et a fonctionné pendant trois ans; actuellement, elle est démontée. Faisons également mention spéciale des expériences de pile à ébullition dirigées par l'Argonne National Laboratory à la National Reactor Testing Station, expériences qui ont débuté en été 1953. Celles-ci sont importantes parce qu'elles ont permis à la fois d'évaluer la sûreté de fonctionnement des piles et de faire la preuve qu'il était possible de construire des génératrices nucléaires à eau bouillante.

Tout ce qui précède n'est évidemment qu'un résumé très bref des connaissances techniques fondamentales conduisant au programme civil actuel de la commission, programme relatif aux génératrices nucléaires. La valeur de ces connaissances n'est pas fonction du nombre des piles qui ont produit de l'énergie ou qui ont fonctionné dans des conditions permettant la production d'énergie, ni de la quantité d'énergie qui a été produite. Cette valeur réside plutôt dans l'importance des connaissances technologiques qui ont été accumulées et utilisées dans ces génératrices nucléaires. Ces piles comprennent à la fois des piles du type homogène et des piles du type hétérogène. L'eau a été utilisée comme réfrigérant à la fois dans des conditions d'ébullition et de non-ébullition. Divers métaux liquides ont été utilisés pour le transfert de chaleur. Les neutrons rapides aussi bien que les neutrons thermiques ont été utilisés pour provoquer les fissions nucléaires. Ainsi, le cadre dans lequel se situe notre programme civil actuel de construction de génératrices nucléaires a permis de montrer clairement qu'il est techniquement possible de produire de l'énergie avec des piles de conceptions infiniment variées.

OBJECTIFS DU PROGRAMME

L'objectif fondamental du programme civil de construction de génératrices nucléaires de la Commission américaine de l'énergie atomique est d'étudier les problèmes techniques concernant toutes les parties d'une centrale nucléaire, pour poser les fondations d'une industrie de l'énergie nucléaire. Comme une telle industrie ne se créera solidement que si nos connaissances techniques permettent de produire de l'énergie à un prix comparable à ceux d'autres méthodes, il faudra, avant d'atteindre cet objectif, entreprendre un examen sérieux des éléments de ce prix.

Il sera naturellement très difficile de déterminer exactement à quel moment l'énergie nucléaire sera parvenue à se placer dans la concurrence économique. Au sens strict, la centrale nucléaire devra fonctionner pendant un temps suffisant pour permettre l'amortissement normal du coût de sa construction. Nous visons à développer la technologie des génératrices nucléaires jusqu'au point où les centrales qui les utilisent pourront, économiquement parlant, supporter leurs propres frais de construction, voire rivaliser avec les centrales d'autres types. En ce sens, une centrale nucléaire capable de vivre en concurrence économique est celle qui, une fois construite et fonctionnant dans des conditions de marche normales et des conditions convenables de financement industriel, produira de l'énergie à un prix égal ou inférieur à celui des meilleures centrales classiques qui auraient pu être construites au même endroit et au même moment. Une telle centrale nucléaire ne devrait pas être subventionnée directement ou indirectement; elle paierait les prix courants pour les matériaux et les services reçus, et elle recevrait une rétribution exacte et réelle pour tous les matériaux produits.

La réalisation matérielle d'un programme dépend naturellement de certains principes. Dans le cas du programme civil de génératrices nucléaires de la Commission américaine, ces principes peuvent être posés comme suit :

1. L'instauration d'une énergie nucléaire viable en régime de concurrence économique pour les usages civils sera facilitée si l'on crée le plus possible une émulation financière, comme on le fait communément dans la spéculation industrielle, dans le but de stimuler l'ingéniosité et l'imagination, tout en acceptant des risques calculés, tant sur le plan technique que sur le plan économique.

2. Le rôle de la Commission sera de mettre au point, aux frais du gouvernement, une technologie d'avant-garde et d'encourager des groupes extérieurs à entreprendre des projets de réalisation ou de démonstration d'étude concernant les génératrices nucléaires, en principe avec un financement privé.

3. Le programme, par son ampleur, suscitera un intérêt suffisant pour toutes ces génératrices nucléaires civiles (très variées quant à leurs dimensions et à leurs utilisations); il apportera une contribution effective au développement de l'énergie nucléaire, que ce soit chez nous ou dans d'autres pays.

Dans notre programme de construction de piles, nous avons toujours reconnu l'importance qu'il fallait donner à l'étude, à la construction et à la conduite des piles. Ce sont les projets particuliers de piles qui jettent la lumière sur les problèmes généraux de construction qui se posent pour un type donné de pile et qui ne pourraient être résolus

d'une autre manière. Par conséquent, notre programme civil est centré sur la construction de génératrices nucléaires expérimentales bien choisies. Ces projets sont et seront complétés grâce à des recherches et des progrès étendus, réalisés dans des domaines ne conditionnant pas essentiellement leur achèvement, mais importants si l'on pense à l'amélioration éventuelle des caractéristiques des piles. Cet effort dans la recherche en général et dans la réalisation est aussi la source de nouvelles idées sur les piles qui, dans l'avenir, pourront être justifiables d'une étude approfondie.

D'après les objectifs et les principes résumés ci-dessus, on peut définir dans ce programme civil de construction des génératrices nucléaires les trois phases que voici :

1. Faire progresser les connaissances fondamentales en technologie par un travail de laboratoire et des études sur les piles expérimentales;

2. Construire et faire fonctionner des génératrices nucléaires prototypes qui, au moins initialement, auront, en grande partie, le caractère de piles expérimentales et vraisemblablement ne pourront supporter la concurrence économique, mais qui sont prévues avant tout pour fournir de l'énergie au consommateur et pourraient devenir économiquement rentables à la suite de progrès réalisés en technologie;

3. Construire des génératrices nucléaires industrielles se justifiant pleinement du point de vue économique.

Le programme civil américain de génératrices nucléaires progresse rapidement dans la seconde des phases indiquées ci-dessus; quant à la première phase, elle est aussi poursuivie activement, afin de conserver une large assise au développement technologique. Quelques centrales, arrivées maintenant aux dernières étapes du projet, pourraient devenir elles-mêmes des centrales nucléaires économiquement rentables.

PROGRAMME CIVIL DE FÉVRIER 1954 POUR LES GÉNÉRATRICES NUCLÉAIRES

Le programme de la Commission américaine de l'énergie atomique pour faire progresser la technologie des centrales nucléaires en vue d'usages civils fut formulé en février 1954. On choisit cinq projets de piles qui étaient à la fois susceptibles de produire de l'énergie nucléaire économiquement rentable et présentaient une avance technologique suffisante à l'époque pour que, techniquement, la construction de ces piles fût possible. Voici quelles étaient les piles en question : *a*) piles à eau sous pression, *b*) piles à eau bouillante, *c*) piles au sodium et au graphite, *d*) piles autorégénératrices à neutrons rapides, *e*) piles homogènes à solution aqueuse. A l'époque où fut formulé le programme, on fit d'ailleurs la remarque que des piles d'autres types seraient aussi capables de produire de l'énergie nucléaire économiquement rentable; mais la technologie de certaines d'entre elles, telles que la pile utilisant le graphite comme ralentisseur et l'eau comme réfrigérant, et la pile utilisant l'eau sous basse pression comme ralentisseur et réfrigérant, fut considérée comme suffisamment bien étudiée pour qu'il ne fût pas justifié de construire des piles expérimentales de ces types aux frais du gouvernement. Dans le programme, on a mis l'accent sur la construction de piles expérimentales. Ces projets de piles ont été décrits dans plusieurs communications, dont deux rapports du Sous-Comité pour la recherche et le progrès du Comité parlementaire de l'énergie atomique du Congrès des États-Unis d'Amérique *.

Les projets adoptés par la Commission sont brièvement résumés dans le tableau 1.

* Sous les titres de « Five Year Power Reactor Development Program Proposed by the Atomic Energy Commission », de mars 1954, et « Current Statement of the Atomic Energy Commission on the Five Year Reactor Development Program », du 4 mai 1955. On peut les obtenir à l'United States Government Printing Office, Washington, D. C., U.S.A.

Tableau 1

Résumé des projets de piles du programme civil de génératrices nucléaires de la Commission américaine de l'énergie atomique

Projet	Ralentisseur	Réfrigérant	Puissance de la pile (MW)	Puissance électrique (MW)	État actuel	Date de fin de construction
Pile à eau sous pression (PWR) . .	Eau	Eau	270	60	Constr.	1957
Pile expérimentale à eau bouillante (EBWR)	Eau	Eau	20	5	Constr.	1956
Pile expérimentale au sodium (SRE)	Graphite	Sodium	20	7,5[a]	Constr.	1956
Pile homogène expérimentale n° 2 (HRE 2)	Eau lourde	Eau lourde	5-10	1-2[a]	Constr.	1956
Réacteur régénérateur expérimental n° 2 (EBR 2)	Aucun	Sodium	62,5	15	Projet	1958

[a] Capacité totale de production non mentionnée dans les plans originaux.

On a jugé souhaitable de faire figurer au programme une centrale nucléaire d'une certaine dimension, en vue d'acquérir certains renseignements sur les prix ainsi que l'expérience d'un fonctionnement, qui ne pouvait être obtenue qu'avec une centrale d'échelle industrielle. Le projet de pile à eau sous pression répond à ce besoin. Les autres projets sont de dimensions relativement plus petites, mais choisis de façon à reproduire les conditions de fonctionnement et les organes de structure qui seraient utilisés dans des centrales de dimensions plus importantes.

Le programme cherche à fournir une technologie pour l'utilisation à la fois de l'uranium et du thorium comme matières premières nucléaires. La pile expérimentale homogène (HRE) et la pile expérimentale au sodium (SRE) en particulier exploreront le domaine d'utilisation du thorium et de l'uranium-233. L'emploi du plutonium comme combustible et la régénération pratique du combustible dans une pile du type à neutrons rapides seront étudiés plus avant avec la pile autorégénératrice expérimentale n° 2 (EBR 2).

Ces projets de pile sont complémentaires de bien des façons. Les résultats obtenus au cours de la réalisation d'un projet sont, dans beaucoup de cas, d'un intérêt direct pour les autres projets. Par exemple, les problèmes de la fabrication des cartouches de combustible et de l'étude du système primaire de refroidissement sont très semblables pour les piles hétérogènes utilisant l'eau comme réfrigérant. De même, des problèmes analogues pour les piles utilisant les métaux liquides comme réfrigérant sont très semblables, à cela près qu'il est de plus en plus nécessaire d'atteindre des puissances spécifiques très élevées dans le projet de pile autorégénératrice à neutrons rapides. Les pompes des systèmes primaires de refroidissement, et d'autres parties de la structure de la pile à eau sous pression, peuvent être utilisées directement ou avec de légères modifications dans la pile homogène à solution aqueuse. Dans certains cas, des problèmes semblables qui se posent dans des projets différents sont traités avec des solutions différentes, d'où résulte le bénéfice d'études plus complètes pour une technologie mieux adaptée.

Plusieurs de ces piles expérimentales ont été conçues avec une souplesse considérable pour étudier l'effet de changements apportés au plan initial. Par exemple, le projet de la pile expérimentale à eau bouillante (EBWR) prévoit un fonctionnement expérimental avec de l'eau lourde aussi bien qu'avec de l'eau ordinaire. Le ralentisseur en graphite de la pile expérimentale au sodium (SRE) comprend des pièces démontables de sorte que, lors des expériences suivantes, si l'on remplace de l'uranium par du thorium, on pourra faire l'essai d'autres matériaux ralentisseurs. La pile homogène expérimentale (HRE) est étudiée sans perdre de vue que le fonctionnement de la couche de récupération peut être obtenu soit avec de l'uranium, soit avec du thorium en solution ou en suspension.

Le but du programme est de couvrir un domaine étendu de la technologie afin que de futures centrales puissent être prévues en vue de fournir de l'énergie nucléaire au prix minimum pour l'utilisation particulière choisie.

CONSIDÉRATIONS ÉCONOMIQUES SUR LES PROJETS DE PILES EXPÉRIMENTALES

On n'attend d'aucune des génératrices nucléaires expérimentales, actuellement en projet ou en construction aux États-Unis d'Amérique, qu'elle produise de l'énergie nucléaire économiquement rentable. Certains projets, tels que SRE et HRE 2, ne comportent pas d'installations permettant de convertir leur énergie en énergie électrique utilisable. Dans tous les cas, il faut penser que l'aptitude réelle du

Tableau 2

Évaluations économiques concernant les piles expérimentales

Pile	Prix calculé y compris le bâtiment et le turbo-alternateur (en millions de dollars)	kW électriques (projets)	Dollars par kW électrique	Supplément pour prévoir des améliorations possibles de fonctionnement (en dollars par kW électrique)
Pile à eau sous pression (PWR)	37,5	60 000	620	375
Pile expérimentale à eau bouillante (EBWR)	4,0	5 000	800	450
Pile expérimentale au sodium (SRE)	4,7[a]	7 500[a]	630	450
Pile homogène expérimentale n° 2 (HRE 2)	2,1[a]	2 000[a]	1 050	600
Pile autorégénératrice expérimentale n° 2 (EBR 2)	12,5	17 000	740	450

[a] Ces évaluations économiques sont majorées pour permettre l'installation complète de l'unité de production, mais ne figurent pas au projet initial.

cœur de la pile à produire de l'énergie est sujette à des erreurs pouvant aller du simple au double, ou peut-être plus, par rapport à la valeur prévue au projet.

Le coût des constructions destinées à contenir les produits radioactifs en cas d'accident et celui des mesures de précaution que nécessite ce risque constituent une part importante de la dépense dans ces centrales de faible puissance et n'augmenterait pas d'une manière appréciable pour des unités plus grandes. L'ensemble de ces facteurs permet difficilement de prédire le prix de revient de l'énergie nucléaire produite par ces centrales. Certaines évaluations de ces facteurs économiques sont résumées dans le tableau 2.

Des évaluations telles que celles qui figurent au tableau 2 n'ont que peu de valeur pour supputer la valeur économique relative des différents types de pile, en raison des différences de leurs dimensions et des caractéristiques expérimentales qui varient pour chaque projet de pile particulier. On peut trouver un exemple des résultats que produit un réel effort de recoupement des prix de revient, en considérant le cas de la seconde pile expérimentale à eau bouillante (EBWR) que l'Argonne National Laboratory a construit à la National Reactor Testing Station. Il a été démontré qu'une unité développant une puissance de quelques milliers de kilowatts peut être construite pour environ 200 dollars par kilowatt installé.

EXPÉRIENCES AVEC DES PILES A GRANDE ÉCHELLE

Le programme civil des génératrices nucléaires de la Commission, de février 1954, a été établi en supposant que, au fur et à mesure que l'on se rapprocherait de l'objectif d'une énergie nucléaire économiquement rentable, l'industrie accepterait des responsabilités de plus en plus grandes dans une participation à cette évolution et investirait des capitaux dans la construction de centrales électronucléaires prototypes.

Au moment où nous écrivons ce rapport, en mai 1955, il semble bien que cette hypothèse ait été justifiée. La Consolidated Edison Company, de New-York, a sollicité une licence pour construire une centrale électronucléaire de grande puissance. Quatre autres organisations ont déposé des propositions pour construire des centrales électronucléaires à échelle industrielle, au titre du programme américain de construction de prototypes de génératrices nucléaires.

Les projets de piles expérimentales ont été choisis de façon à couvrir un domaine étendu de la technologie. Les spécifications qu'ils fixaient devaient reproduire les conditions probables de fonctionnement et faire l'essai des organes entrant dans la construction de centrales d'échelle industrielle. Ainsi, le passage des piles expérimentales aux génératrices nucléaires prototypes semble bien avoir été entrepris avant même que les centrales expérimentales soient terminées. Le rôle que ces centrales expérimentales joueront lors de la construction de centrales plus puissantes, la mesure dans laquelle elles serviront à en fixer les conditions de réalisation, on pourra s'en rendre compte en examinant leurs spécifications respectives, qu'on trouvera au tableau 3.

Nous ne pouvons affirmer avec certitude, au moment où nous écrivons ceci, que toutes les génératrices nucléaires portées au tableau 3 seront construites; mais il s'agit en tout cas de plans et de propositions soumis actuellement à une étude sérieuse. Ces génératrices, auxquelles il faut ajouter les diverses génératrices nucléaires expérimentales actuellement en fonctionnement ou en construction aux États-Unis d'Amérique, pourraient représenter en 1960 une capacité totale de production d'énergie électrique considérablement supérieure à 700 000 kW.

AIDE A LA RECHERCHE ET A L'ÉTUDE TECHNIQUE

Le prix de revient du kilowatt se calcule d'après le prix de revient des installations, les frais de fonctionnement et le prix du combustible. Dans le cas de l'énergie nucléaire, l'objectif est d'obtenir des prix de revient relativement faibles pour le combustible sans augmenter excessivement le prix de revient de la centrale ou les frais de fonctionnement.

Les piles expérimentales en projet donneront de nombreux renseignements sur les caractéristiques techniques des centrales et sur les problèmes de fonctionnement. Elles fourniront aussi des résultats de haute valeur sur le prix de revient de ces centrales. Et, ce qui est important, elles serviront aux essais sous irradiation; elles permettront d'acquérir des connaissances et des résultats numériques sur le comportement des cartouches de combustibles dans les conditions du fonctionnement réel des génératrices nucléaires. Aussi importante soit-elle, la pile n'est qu'une partie de l'ensemble énergétique. L'étude économique complète de cet ensemble dépend d'autres facteurs, tels que la préparation du combustible et son traitement. Deux des projets de piles expérimentales contiennent des plans pour le traitement du combustible au sein même de la pile. Ce sont ceux de la pile homogène expérimentale (HRE 2) et de la pile autorégénératrice expérimentale (EBR 2). Un travail étendu de mise au point des parties constitutives est fait à grande échelle sur les piles à solution aqueuse, sur diverses piles à métaux liquides et sur des piles à combustible homogène. Mentionnons spécialement, en rapport avec l'étude et la mise au point des piles homogènes à solution aqueuse, la génératrice nucléaire expérimentale de Los Alamos, qui en est aux stades finaux de la construction au Los Alamos Scientific Laboratory.

Tableau 3

Caractéristiques comparatives des génératrices nucléaires expérimentales et prototypes

Pile	Puissance de la pile (en kW)	Puissance aux bornes (en kW)	Puissance spécifique kW/kg de matière fissile	Flux maximum chaleur		Température de sortie du fluide de refroidissement	
				Btu/pied²/h	cal/cm²/s	°F	°C
Pile à eau sous pression (PWR). .	270 000	60 000	1 000	380 000	28,5	542	283
Consolidated Edison Co. of New York	500 000	140 000 [a]	2 170	500 000	37,5	500	260
Yankee Atomic Electric Co [b] . . .	500 000	100 000	740	375 000	28,5	422	217
Pile expérimentale à eau bouillante (EBWR)	20 000	5 000	420	130 000	9,7	488 (vapeur)	253
Nuclear Power Group [c]	692 000	180 000	3 000	425 000	32	480 (vapeur)	249
Pile expérimentale au sodium (SRE)	20 000	7 500 [d]	350	420 000	31,5	960	516
Consumers Public Power District of Nebraska	250 000	75 000	565	390 000	29	925	496
Pile autorégénératrice expérimentale n° 2 (EBR 2)	60 000	17 000	290	1 000 000	75	1 000	538
Detroit Edison Co. and Associates [e]	300 000	91 000	580	850 000	64	800	427
Pile homogène expérimentale n° 2 (HRE 2)	5 000 à 10 000	1 000 à 2 000 [a]	1 770 à 3 540	—	—	572	300
Projet de centrale à pile autorégénératrice de l'Oak Ridge National Laboratory	444 000	100 000	12 000	—	—	572	300

[a] Sera portée à 250 000 kW par surchauffe.

[b] Composé de American Gas and Electric Corporation, New York; Bechtel Corp., San Francisco, Calif.; Commonwealth Edison Company, Chicago, Ill.; Pacific Gas and Electric Company, San Francisco, Calif.; et Union Electric Company, St. Louis, Missouri.

[c] Central Hudson Gas and Electric Corporation, Poughkeepsie, New York; Cincinnati Gas and Electric Corporation, Cincinnati, Ohio; Consumers Power Company, West Jackson, Michigan; Delaware Power and Light Company, Wilmington, Delaware; Detroit Edison Company, Detroit, Michigan; Long Island Lighting Company, Mineola, New York; Philadelphia Electric Company, Philadelphia, Pa.; Rochester Gas and Electric Corp. Rochester, New York; Toledo Edison Company, Toledo, Ohio.

[d] La puissance électrique totale produite ne figure pas au projet de la centrale.

[e] Dont les membres sont : New England Power Company, Boston, Mass.; Connecticut Light and Power Company, Hartford, Conn.; Boston Edison Company, Boston, Mass.; Central Maine Power Company, Augusta, Maine; Hartford Electric Light Company, Hartford, Conn.; Connecticut Power Company, Hartford, Conn.; Western Massachusetts Electric Company, Greenfield, Mass.; Public Service Company of New Hampshire, Manchester H. H.; Montaup Electric Company Fall River, Mass.; New Bedford Gas and Edison Light Company, New Bedford, Mass.; Cambridge Electric Light Company, Cambridge, Mass.; Central Vermont Public Service Corp., Rutland, Vermont.

Elle utilise une solution de combustible dans l'acide phosphorique, au lieu de l'acide sulfurique du projet de Oak Ridge; elle est conçue pour produire 2 000 kW de chaleur.

On est en quête continuelle de nouveaux matériaux, de nouvelles techniques de fabrication, d'une compréhension meilleure de la physique des piles et des phénomènes d'irradiation. De nouveaux types de combustibles, de réfrigérants de pile et de ralentisseurs sont sous constant examen, en fonction des projets particuliers de piles et de la valeur économique de ce projet pour telle utilisation déterminée. Et enfin, l'intérêt que peuvent présenter les piles pour les besoins civils autres que la production d'énergie électrique est l'objet de notre continuelle attention.

CONCLUSION

Le programme civil américain de génératrices nucléaires progresse sur un large front. Il est centré sur la construction de piles expérimentales; son but principal est d'utiliser et d'améliorer cette technologie, sur laquelle sont fondés beaucoup d'espoirs; enfin, il met l'accent sur les facteurs propres à réduire le prix de l'énergie des futures

centrales nucléaires. Toute cette activité ouvre la voie à une véritable industrie de l'énergie nucléaire, utilisant les pratiques industrielles qui sont de règle aux États-Unis d'Amérique. Un effort étendu de recherche et de mise au point continuera à faire reculer les frontières de la connaissance dans le champ des utilisations civiles de l'énergie nucléaire. Cet effort montre combien il est important de réaliser rapidement une énergie nucléaire économiquement rentable, et fournit une base solide pour aider efficacement d'autres pays dans ce domaine. De fait, l'Atomic Energy Act de 1954 contient des dispositions concernant cette assistance aux autres pays, et la Commission américaine de l'énergie atomique a l'intention de faire de ces dispositions un usage maximum.

Compte rendu de la séance 14 A

Lundi 15 août 1955 (après-midi)

Président : M. G. Randers (Organisation des Nations Unies)
Vice-Président : M. J. V. Dunworth (Royaume-Uni)
Secrétaires scientifiques : MM. M. Trocheris et J. Goedkoop

PROGRAMME

P/499 La pile expérimentale au sodium . . . . . W. E. Parkins
Discussion

P/406 La pile à ralentisseur en graphite et à réfrigérant gazeux; sa place dans la production d'énergie . . . . . C. Hinton
Discussion

P/501 Étude technique d'un prototype de centrale nucléaire à neutrons rapides (EBR 2) . . . . . A. H. Barnes *et al.*

P/813 Observation du fonctionnement d'une pile à neutrons rapides refroidie par l'alliage sodium-potassium et résultats expérimentaux. . . . . H. V. Lichtenberger *et al.*
Discussion

M. Parkins (États-Unis d'Amérique) présente le mémoire P/499.

DISCUSSION DU MÉMOIRE P/499

Le Président : La discussion sur le mémoire de M. Parkins est ouverte. M. Wilhelmsen, de Norvège, a une question à poser.

M. Wilhelmsen (Norvège) : L'auteur pourrait-il préciser le point de fusion de l'alliage au sodium-potassium servant au contact thermique autour des cartouches de combustible; son introduction dans le circuit thermique rendrait-elle l'installation incommode si de fréquentes coupures devaient être envisagées? Quel taux de combustion pensez-vous pouvoir obtenir avant de devoir soumettre les cartouches de combustible à un nouveau traitement, et quelle serait la durée prévue des périodes de démarrage et d'arrêt de l'installation?

M. Parkins (États-Unis d'Amérique) : L'alliage de sodium et de potassium utilisé est un mélange eutectique. Je ne me souviens plus de son point de fusion, mais il est inférieur au point de congélation de l'eau. Nous pourrions utiliser un alliage différent, mais il se trouve que nous utilisons le mélange eutectique. Je ne vois pas qu'une difficulté particulière, du point de vue du cycle de combustion, puisse résulter de l'emploi de cet alliage de contact. C'est même l'un des avantages d'un joint de ce genre en métal liquide. Pour ce qui est du taux de combustion, nous ne savons ce qu'il sera. C'est l'une des principales raisons de ces recherches; la mise au point des cartouches de combustible est l'un des objectifs essentiels des études prévues pour la pile SRE. Je crains de ne pouvoir vous répondre au sujet de la durée des périodes de démarrage et d'arrêt. Nous pensons que le programme d'essais, ainsi que toutes les expériences que nous souhaitons entreprendre avec cette installation, nous amèneront à mettre en marche et arrêter très souvent la pile, mais nous n'avons pas encore établi de programme précis à cet égard.

Le Président : La question suivante sera posée par M. Preece, du Royaume-Uni.

M. Preece (Royaume-Uni) : J'ai relevé avec intérêt que vous aviez décidé d'utiliser des pompes centrifuges mécaniques, plutôt que des pompes électromagnétiques. Pourriez-vous nous indiquer les raisons de ce choix?

M. PARKINS (États-Unis d'Amérique) : La raison essentielle est d'ordre financier. Notre objectif est, bien entendu, de mettre au point une pile utilisable dans une centrale électrique. A l'heure actuelle, les pompes électromagnétiques sont d'un prix beaucoup plus élevé que les pompes mécaniques. Elles présentent aussi à l'usage un certain nombre d'inconvénients que nous aimerions éviter. Certes, il y a aussi des inconvénients avec les pompes mécaniques, surtout à cause du joint de sodium solide, mais, tout bien considéré, il nous a semblé que leur emploi offrait des perspectives plus intéressantes que celui des pompes électromagnétiques.

M. PREECE (Royaume-Uni) : Voici ma seconde question : pensez-vous que l'on puisse adapter la pile au sodium et au graphite pour l'utiliser avec une turbine à gaz? Je pense en particulier à la possibilité de construire des installations plus petites, mais de même type.

M. PARKINS (États-Unis d'Amérique) : Je crois que c'est possible. A l'heure actuelle, le principal obstacle serait la température maximum réalisable. Ainsi que je l'ai déjà dit, nous pensons obtenir une température de 960 °F (515 °C) à la sortie du circuit primaire de la pile. Le circuit secondaire travaillera à une température inférieure d'environ 60 °F (16 °C), atteignant ainsi un maximum de 900 °F (482 °C), ce qui semble relativement peu intéressant pour une turbine à gaz. En fait, l'un de nos objectifs essentiels est d'arriver à élever la température. Nous avons calculé la pile et le circuit de sodium de façon que l'ensemble puisse supporter une température de travail de 1 200 °F (650 °C), et nous aimerions pouvoir atteindre cette température. Cela soulève un certain nombre de difficultés, dues notamment aux propriétés mécaniques du zirconium à ces températures, mais si de nouveaux progrès permettent d'atteindre des températures de cet ordre, je crois qu'il sera possible d'entraîner une turbine à gaz.

Le PRÉSIDENT : La question suivante sera posée par M. Hall, du Royaume-Uni.

M. HALL (Royaume-Uni) : L'auteur pourrait-il nous donner son avis sur la possibilité d'accumulation de produits de fission gazeux dans le mélange sodium-potassium à l'intérieur des barreaux de combustible et sur le surchauffage éventuel du combustible?

M. PARKINS (États-Unis d'Amérique) : Je n'avais pas précisé que le niveau de l'alliage de sodium et de potassium dépasse de quelques pouces le sommet des colonnes de combustible. Au-dessus, et scellé à l'intérieur des barreaux de combustible, se trouve un espace rempli d'hélium qui doit permettre la dilatation de l'alliage et l'accumulation des produits de fission qui viendraient à diffuser dans cette zone. Nous ne savons pas exactement ce qu'il en sera, mais nous estimons que la quantité des produits de fission qui diffuseront sera assez faible pour qu'il n'y ait pas une augmentation excessive de la pression à l'intérieur du chemisage des barreaux de combustible.

Le PRÉSIDENT : La question suivante sera posée par M. Shepherd, du Royaume-Uni.

M. SHEPHERD (Royaume-Uni) : Puis-je vous demander si vous étudiez l'emploi du toluène sous irradiation? Vous n'en parlez que pour des zones où le rayonnement est relativement faible; j'aimerais néanmoins savoir si vous avez pu faire des observations concernant un tel emploi du toluène ou d'autres hydrocarbures.

M. PARKINS (États-Unis d'Amérique) : En fait, je pense que l'on pourrait fort bien employer de l'eau partout où nous utilisons du toluène. Il s'est agi là probablement d'une mesure de sécurité supplémentaire. Nous avons procédé à des essais sur la décomposition du toluène sous l'effet du rayonnement. Il est certain qu'il se décompose, mais en proportion si faible, là où nous l'employons, qu'il ne semble pas y avoir d'inconvénients. Je ne puis vous indiquer de chiffres sur la décomposition du toluène, mais je crois qu'ils sont donnés dans des rapports qui ne présentent pas un caractère confidentiel, et peut-être pourrais-je vous les faire parvenir. Je dois encore préciser que si j'ai toujours parlé de « toluène », nous sommes presque décidés, depuis peu, à utiliser un autre hydrocarbure dénommé tétraline. En effet, celle-ci ne présente pas la même toxicité lors de la manutention, et son point d'éclair est plus élevé. Le toluène est dangereux du point de vue de l'inflammabilité et de la toxicité. La tétraline a un point d'ébullition et un point d'éclair plus élevés, ainsi qu'une toxicité plus faible, non pas à poids égal, mais parce que sa tension de vapeur est un peu plus basse à n'importe quelle température. Elle est aussi d'un prix de revient abordable et présente des propriétés satisfaisantes en ce qui concerne le transfert de chaleur.

Le PRÉSIDENT : Il y a encore une question que posera M. Moore, du Royaume-Uni.

M. MOORE (Royaume-Uni) : J'aimerais demander deux choses à l'auteur. Pourrait-il tout d'abord nous dire pourquoi l'installation est construite au-dessous du niveau du sol. Est-ce pour des raisons de sécurité ou pour de simples raisons économiques? Ma deuxième question n'a guère de rapport avec la première : l'auteur pourrait-il nous préciser le degré d'enrichissement du combustible et le taux de conversion initial que l'on pense réaliser à la mise en service de la pile?

M. PARKINS (États-Unis d'Amérique) : Si la pile est au-dessous du niveau du sol, c'est avant tout pour des raisons de sécurité : nous voulions que la cuve de la pile soit le point le plus bas du circuit du sodium, afin qu'une rupture en un point quelconque de ce circuit ne puisse entraîner l'écoulement du sodium contenu dans le cœur de la pile. Un certain

nombre d'autres considérations liées au blindage font qu'il est avantageux de placer la pile en sous-sol. Nous ne prévoyons aucun accès à la cuve centrale qui soit situé plus bas que les tuyaux qui y pénètrent au-dessus des boîtes à graphite. Toutes les parties du cœur sont suspendues au bouclier supérieur; il n'est donc pas besoin de prévoir d'accès latéral. En même temps qu'elle est une excellente mesure de sécurité, l'implantation de la pile au-dessous du niveau du sol se révèle aussi plus économique.

Quant à votre seconde question, j'avais oublié de citer le taux d'enrichissement du combustible; il est de 2,8 atomes d'uranium-235 pour cent. Je ne connais pas encore le taux de conversion. Il sera vraisemblablement assez bas pour la disposition géométrique adoptée, la pile étant de faible dimension pour une installation à ralentisseur en graphite. Je crois qu'il n'est que de l'ordre de 0,7.

Le PRÉSIDENT : Y a-t-il d'autres questions au sujet de ce mémoire? Sinon, puis-je moi-même demander une précision sur ce qui vient d'être dit? L'enrichissement de 2,8 pour cent a-t-il été choisi uniquement pour des considérations liées à la réactivité ou pour des raisons économiques?

M. PARKINS (États-Unis d'Amérique) : Ce choix se fonde uniquement sur la réactivité. Les dimensions du cœur ont été prévues pour le transfert de 20 000 kW d'énergie thermique à la température maximum du combustible, soit 1 200 °F (650 °C), et, compte tenu de la disposition géométrique du combustible que j'ai décrite, nous avons calculé l'enrichissement qui serait nécessaire avec l'espacement utilisé (11 pouces — 28 cm environ — d'un centre à l'autre) et les diverses quantités de poisons, le zirconium, l'acier et le sodium, à l'intérieur du cœur.

Sir Christopher HINTON (Royaume-Uni) présente le mémoire P/406 et ajoute les observations suivantes :

Les premières piles à ralentisseur en graphite et refroidies au gaz que l'on construit actuellement en Grande-Bretagne présentent peut-être des défauts. Elles ont cependant l'avantage d'offrir une sécurité intrinsèque et de pouvoir produire beaucoup d'énergie électrique suivant un programme garanti et à des prix comparables à ceux des centrales classiques modernes.

Elles ne sont rentables par elles-mêmes et ne peuvent soutenir la concurrence que si leur sous-produit, le plutonium, peut être commercialisé. On doit et on peut trouver un débouché à ce plutonium en le réintroduisant dans le cycle ou en l'utilisant dans des piles de type perfectionné, notamment dans la pile à fission rapide. En ce sens les piles du type de Calder Hall sont certainement appelées à prendre une grande importance dans l'avenir.

Traitant des piles nucléaires, il faut nous souvenir que le prix de revient de l'énergie qu'elles produisent se compose pour environ deux tiers des charges financières et pour un tiers des dépenses de combustible. Dans les centrales classiques, la situation est à peu près inverse : les charges financières représentent environ un tiers du prix de revient de l'énergie, les dépenses de combustible constituant les deux autres tiers.

L'expérience montre que le prix des machines motrices baisse avec le temps et les progrès de la technique. En calculant les prix aussi exactement que possible d'après les valeurs actuelles — et de tels calculs en valeur réelle sont toujours très délicats — on constate qu'en 1920 un moteur fixe à pétrole coûtait quelque 50 livres sterling par cheval-vapeur, alors qu'aujourd'hui son prix s'établit autour de 10 livres sterling par cheval-vapeur.

Il est encore plus frappant d'étudier la baisse du prix des machines à vapeur. La courbe correspondante montre que si, aux environs de 1780, vous aviez possédé des mines en Cornouailles et aviez voulu acheter une machine à vapeur à Boulton et Watt, vous auriez dû la payer quelque mille livres sterling par cheval-vapeur. Aujourd'hui, on le sait, le prix d'une machine à vapeur s'établit à environ 70 livres sterling par cheval-vapeur. C'est ainsi que les frais d'investissement ont diminué et pour les moteurs à pétrole et pour les machines à vapeur.

Si l'on considère d'autres formes de machines motrices, on verra que les dépenses en capital ont diminué d'une manière similaire, et je suis absolument certain qu'il en sera encore de même pour l'énergie nucléaire. Tout d'abord, nous pourrons réduire les frais d'investissement par l'amélioration du rendement de nos piles à ralentisseur en graphite et refroidies au gaz, par la mise au point de meilleures surfaces d'échange thermique, par la possibilité de faire travailler les cartouches de combustible à des températures plus élevées. Ensuite, comme cela fut le cas pour la machine à vapeur, nous trouverons d'autres types de piles d'un meilleur rendement qui permettront de faire encore baisser les dépenses en capital.

Cette réduction des frais d'investissement est évidemment de la plus haute importance à l'heure actuelle étant donné que les dépenses en capital représentent, comme je l'ai indiqué, les deux tiers du coût de l'énergie électrique produite dans une centrale nucléaire; c'est pourquoi une diminution des frais d'investissement — et je suis sûr que nous pouvons la prévoir pour les centrales nucléaires — abaissera peu à peu le coût de l'énergie électrique d'origine nucléaire.

Il convient néanmoins de bien préciser une chose : les machines que Boulton et Watt vendaient en 1780 étaient achetées par des propriétaires de mines de Cornouailles, gens à l'esprit éminemment pratique, qui, s'ils l'avaient pu, auraient bien préféré payer 100 livres sterling plutôt que 1 000 livres sterling par cheval-vapeur. Mais s'ils l'avaient tenté, ils n'auraient pu que s'attirer des ennuis

considérables. L'ancienne et lente machine à vapeur qu'on leur vendait était réellement la meilleure que les ingénieurs pussent réaliser à l'époque, compte tenu de l'état de la technique et des produits métallurgiques et autres dont ils disposaient.

Cette diminution devait être réalisée, avec le temps, grâce à des efforts patients orientés sans cesse vers le perfectionnement de la technique et la réduction des coûts. On se souviendra que Trevithick a, en fait, réalisé le premier progrès par rapport à la machine de Boulton et Watt, en construisant sur la Tamise sa machine à vapeur à haute pression dont la chaudière en fonte fit explosion, tuant huit hommes et ruinant presque l'inventeur, ce qui paralysa pendant de nombreuses années le perfectionnement de la machine à vapeur.

Nous devons prendre bien soin d'éviter un tel accident. Nous devons nous assurer que nos efforts pour diminuer les frais d'investissement et améliorer les rendements sont proportionnés à l'état de nos connaissances sur les matériaux et les moyens techniques à notre disposition. C'est pourquoi nous devons faire très attention à ne dépasser en aucun cas le rythme normal du progrès et à ne pas nous aventurer à construire des appareils qui ne pourraient s'appuyer entièrement sur nos connaissances techniques.

A cet égard, je puis dire que la pile de Calder Hall est très rationnelle, car elle met en œuvre des techniques déjà éprouvées ou parfaitement comprises, sur lesquelles on peut compter.

Il ne faut pas oublier que même si l'on agit comme je l'ai dit, c'est-à-dire avec le maximum de prudence, la conception, la construction et l'exploitation de centrales électronucléaires se situent dans un domaine technique d'avant-garde. A mon avis, cela doit nous faire comprendre que l'emploi des piles atomiques est à réserver initialement aux pays où toutes les sciences appliquées, où l'industrie dans son ensemble, sont suffisamment avancées. Je crois que nous nous abuserions nous-mêmes, et que nous rendrions un très mauvais service aux pays peu industrialisés, en voulant les persuader que des piles atomiques leur sont plus utiles dès à présent que des machines d'un type plus classique, comme les moteurs à pétrole ou les machines à vapeur.

Il est logique de classer les piles d'après le rendement thermique de leurs cartouches actives. Au bas de l'échelle, nous aurons la pile à ralentisseur en graphite et refroidie au gaz dont nous venons de parler. C'est là, avant tout, une installation lourde et fixée à son lieu d'implantation, de faible puissance spécifique, mais économique parce qu'elle ne nécessite pas de matériaux de construction coûteux ou venant de l'étranger. Elle est un peu, si vous voulez, la lente machine alternative de l'époque nucléaire : son fonctionnement est sûr, sa conception presque classique. A l'autre extrémité de l'échelle se trouve la pile à fission rapide, à rendement beaucoup plus élevé, nécessitant des matériaux de construction rares et onéreux. De hauts rendements sont nécessaires pour que ce type de pile soit rentable, les matières fissiles qu'elle utilise comme combustible étant d'un prix de revient extrêmement élevé. On pourrait la considérer comme la turbine à gaz du monde des piles. Entre ces deux extrêmes, il existe des douzaines de types de piles. Laquelle de ces piles se révélera rentable? Je ne me hasarderai pas à le prédire.

En Grande-Bretagne, on fait des essais aux extrémités de cette échelle. Nous avons établi les plans d'une pile à ralentisseur en graphite et refroidie au gaz qui produira sous peu, à Calder Hall, de grandes quantités d'énergie industrielle. Nous construisons des piles à neutrons rapides à Dounreay. Entre ces deux extrêmes, nous nous efforçons de trouver les solutions intermédiaires qui nous semblent présenter le plus d'intérêt. La mise au point de piles à rendement élevé est nécessaire pour brûler le plutonium, sous-produit des piles de rendement usuel qui sont construites au premier stade de notre programme industriel.

Ce serait toutefois une grave erreur de penser que ces piles à ralentisseur en graphite et refroidies au gaz, de conception classique, n'ont qu'un avenir limité. En évoluant, la machine à vapeur alternative a bien tenu son rang comme machine motrice économique pendant presque 200 ans; la simplicité et la sûreté de la pile refroidie au gaz peuvent lui assurer une position comparable dans l'histoire de l'énergie nucléaire.

DISCUSSION DU MÉMOIRE P/406

M. Taranger (France) : Je désire poser trois questions : 1) Quelles sont les deux pressions du circuit de vapeur comparées à la pression du gaz carbonique? 2) Le gaz carbonique est-il du gaz commercial ou, au contraire, certaines impuretés doivent-elles être sérieusement éliminées? 3) L'auteur pourrait-il commenter le choix de canaux verticaux, en particulier du point de vue de la tenue du combustible et du comportement du caisson de pression?

Sir Christopher Hinton (Royaume-Uni) : Je préfère commencer par répondre aux deuxième et troisième parties de la question.

Le gaz carbonique que nous utilisons est de l'anhydride carbonique ordinaire, obtenu à partir de la neige carbonique du commerce que l'on gazéifie dans un convertisseur.

L'emploi de canaux verticaux est effectivement une caractéristique très intéressante de la conception de la pile. Les canaux horizontaux présentent de nombreux avantages, mais si nous avons été amenés à utiliser des canaux verticaux, c'est avant tout en raison du problème que pose la fixation du graphite. Celui-ci, en effet, se dilate et se contracte suivant la température. Or, les canaux doivent demeurer rectilignes. Si l'on utilise des canaux verticaux il est possible de gainer les blocs de gra-

phite de façon que leur dilatation ne puisse déformer les canaux de manière sensible. Aucune autre disposition, par exemple l'emploi de canaux horizontaux, ne fournit de solution aussi élégante au problème de la fixation du graphite. Telle est, comme je l'ai dit, la raison essentielle pour laquelle nous avons adopté des canaux verticaux. Certes, l'emploi de canaux horizontaux présente des avantages; il est en particulier plus facile de soutenir les cartouches de combustible. J'estime toutefois que la disposition verticale de l'ensemble permet une fixation plus commode de l'enceinte étanche. Elle laisse plus de jeu à cette enceinte et lui permet de mieux subir les efforts imposés par les variations de pression et de température, en sorte qu'elle subit moins de contraintes secondaires.

La pression du gaz est de 100 livres par pouce carré (7 kg/cm², pression relative); celle de la vapeur est de 200 livres par pouce carré (14 kg/cm²) dans le circuit primaire et de 50 livres par pouce carré (3,5 kg/cm²) dans le circuit secondaire.

M. Horowitz (France) : L'auteur voudrait-il donner quelques précisions sur la forme des cartouches actives utilisées à Calder Hall et sur la puissance spécifique maximum, en kilowatts par kilogramme d'uranium, qu'il pense atteindre?

Sir Christopher Hinton (Royaume-Uni) : Les cartouches actives sont du type à ailettes et sont enfermées dans des boîtes en métal léger. Je dirai très franchement que je crois devoir garder dans une certaine mesure le secret industriel relatif à la conception de ces cartouches; c'est la sorte de chose dont il semble que l'on soit peut-être en droit de ne pas indiquer les détails aux autres concurrents.

La puissance spécifique de ces piles sera probablement d'au moins 2,5 MW par tonne.

M. Hering (France) : Ma première question porte sur la température de sortie du gaz carbonique. Ma deuxième question est celle-ci : ne doit-on pas craindre une formation d'oxyde de carbone et une décomposition de cet oxyde de carbone dans les refroidisseurs? Ma troisième question concerne l'élimination de l'air initialement contenu dans le circuit gazeux.

Sir Christopher Hinton (Royaume-Uni) : La température de sortie du gaz s'établit autour de 320-370 °C.

La question de la formation d'oxyde de carbone, c'est-à-dire de la réaction d'équilibre entre le graphite et le gaz carbonique refroidisseur, est de celles que nous avons étudiées avec le plus d'attention. Nous sommes convaincus que l'état d'équilibre est proche du gaz carbonique et que la quantité d'oxyde de carbone formée est négligeable. C'est là une question intéressante parce qu'il s'agit, évidemment, non de ce qui se passerait normalement mais de ce qui se passe lors d'une irradiation neutronique. Nous sommes toutefois tout à fait assurés sur ce point.

En ce qui concerne la purification du gaz carbonique, là encore nous estimons qu'aucune mesure spéciale ne sera nécessaire.

M. Bruni (Italie) : Je désire connaître quelles sont, avec ce type de piles, la température et la pression maxima qu'on peut adopter pour produire de l'énergie avec des turbines à gaz.

Sir Christopher Hinton (Royaume-Uni) : Je pense que si l'on veut actionner une turbine à gaz — je ne suis pas un spécialiste des turbines à gaz — il faudrait obtenir des températures de 550 à 600 °C, c'est-à-dire bien supérieures à celles que l'on peut espérer atteindre dans l'immédiat avec des piles de ce type. Cela veut dire que, du moins pour commencer, le cycle thermodynamique à employer avec les piles à ralentisseur en graphite et refroidies au gaz est, à notre avis, un cycle à vapeur plutôt qu'un cycle au gaz.

M. Doan (États-Unis d'Amérique) : Puis-je demander quelle est la protection prévue pour les échangeurs de chaleur externes? Pense-t-on qu'une quantité importante d'activité provenant des produits de fission parviendrait aux échangeurs thermiques si une cartouche de combustible venait à se rompre?

Sir Christopher Hinton (Royaume-Uni) : A la première question, je répondrai qu'il n'est nul besoin d'un bouclier de protection autour des échangeurs de chaleur. A la deuxième question, je répondrai que nous pouvons éviter le transport, du cœur de la pile aux échangeurs de chaleur, d'une activité qui puisse se déposer sur les surfaces d'échange thermique.

M. Swartout (États-Unis d'Amérique) : Sir Christopher a indiqué que le prix de l'énergie s'établirait à 0,6 penny le kilowattheure. Une citation du *Livre blanc*, reproduite dans le mémoire, indique de façon assez catégorique que l'énergie électrique peut être produite au prix de 0,6 penny par kilowattheure livré. Il est indiqué en outre que ce résultat sera obtenu par l'emploi de méthodes connues à l'heure actuelle. Pour être bien fixé, j'aimerais savoir ce que l'on entend exactement par énergie « livrée ». Veut-on dire la quantité nette d'électricité, déduction faite de l'énergie nécessaire au fonctionnement de la pile et de l'appareillage auxiliaire? De plus, ce prix de 0,6 penny le kilowattheure est-il valable pour la centrale de Calder Hall dans sa conception actuelle et pour la puissance actuellement annoncée?

Sir Christopher Hinton (Royaume-Uni) : Je répondrai à la première partie de la question que par « énergie livrée » on entend l'électricité sortant de la centrale, c'est-à-dire déduction faite de toute l'énergie consommée par les appareils auxiliaires, les ventilateurs, l'éclairage, les pompes d'alimentation, les besoins propres de la centrale, etc. C'est le prix de l'électricité qui est vendue.

Quant à savoir si ce prix est valable pour la pile de Calder Hall, je dois répondre : « Non ». Ce prix

est celui des centrales prévues par le *Livre blanc*, qui sont construites pour produire en premier lieu de l'énergie électrique, et dont le plutonium ne sera qu'un produit secondaire. Les piles de Calder Hall sont à double fin. On n'a pas cherché à créer les conditions les meilleures pour la production d'électricité. Le prix indiqué s'applique à une centrale construite selon les méthodes de Calder Hall, avec les mêmes paramètres de base qu'à Calder Hall, mais adaptée pour produire de l'énergie dans les meilleures conditions.

M. BENEDICT (États-Unis d'Amérique) : Pour préciser davantage la base de calcul du prix de l'énergie, pourriez-vous nous indiquer le taux de combustion sur lequel on s'est fondé pour arriver à ce chiffre de 0,6 penny le kilowattheure?

Sir Christopher HINTON (Royaume-Uni) : Je crois que cela est indiqué dans le *Livre blanc* : 3 000 mégawatts-jour par tonne.

M. LICHTENBERGER (États-Unis d'Amérique) présente le mémoire P/813; il fait remarquer au sujet des cartouches de combustible que, pour assurer un meilleur transfert de chaleur, les lingots d'uranium sont liés au tube en acier inoxydable par un alliage de sodium-potassium.

M. KOCH (États-Unis d'Amérique) présente le mémoire P/501.

DISCUSSION DES MÉMOIRES P/813 ET P/501

M. KAZATCHKOVSKY (U.R.S.S.) : Je voudrais poser une question au sujet de la pile EBR. Y a-t-il eu des cas de détérioration de cartouches de combustible et quel est le système utilisé pour l'enregistrement de pareils incidents?

Deuxième question : a-t-on examiné l'état des cartouches de combustible après un temps de fonctionnement de plus de trois ans? A-t-on notamment examiné s'il y avait passage de gaz des parties actives dans l'espace prévu pour recueillir le gaz?

M. LICHTENBERGER (États-Unis d'Amérique) : Jusqu'ici, aucune cartouche de combustible ne s'est trouvée coincée au point que nous ne puissions l'extraire de la pile. Au cas où une cartouche de combustible viendrait à se rompre, nous n'avons aucun système d'avertissement qui permette de le déceler. Le problème est assez difficile lorsqu'on fait circuler un réfrigérant qui est dès le début plus ou moins radioactif. Nous n'avons pas eu de difficultés résultant de fuites de gaz à partir des cartouches de combustible.

Sir John COCKCROFT (Royaume-Uni) : Un arrêt du système de refroidissement de l'EBR 2 peut-il provoquer une fusion du cœur de la pile et un état critique dangereux?

M. KOCH (États-Unis d'Amérique) : Nous avons pris toutes les précautions imaginables pour éviter une fuite du réfrigérant. C'est la raison essentielle de la disposition adoptée pour le circuit primaire : il est tout entier contenu dans une seule enceinte. Nous estimons pouvoir donner ainsi à l'appareil un maximum d'étanchéité et éviter les pertes de sodium, ce qui n'est pas le cas pour un système qui comprendrait des circuits extérieurs et un grand nombre de joints de tuyauterie, et où, par conséquent, la rupture d'une conduite ou d'un élément quelconque du système pourrait permettre à la cuve de se vider. Je suis entièrement d'accord avec vous : l'écoulement du sodium serait très grave, et il faut l'éviter à tout prix. J'ai essayé de décrire une méthode que nous avons adoptée pour parer à ce danger.

M. HERING (France) : Ma question est relative aux mesures de précaution qui ont pu être prises pour éviter les passages de sodium dans l'eau, et d'eau dans le sodium, à travers l'échangeur de température au sodium.

M. KOCH (États-Unis d'Amérique) : Je pense que vous voulez parler du générateur de vapeur; son plan n'est pas encore définitivement établi. Nous envisageons toutefois d'adopter un système dans lequel les tubulures de la chaudière seraient à double paroi; un dispositif de détection permettrait de déceler toute fuite de l'un ou de l'autre fluide. C'est là, en outre, la raison essentielle pour laquelle on utilise un second circuit de sodium, qui élimine toute possibilité de contact entre le sodium radioactif et l'eau et limite la gravité d'une telle éventualité à celle d'un simple accident chimique; la possibilité d'un accident chimique assorti de radioactivité se trouve ainsi exclue. Je peux préciser que diverses entreprises industrielles mettent au point plusieurs types d'échangeurs de chaleur ou, si vous préférez, de chaudières, fonctionnant au sodium et à l'eau. Il semble que l'on arrive à un moment où, tout au moins en ce domaine, on dispose d'une certaine marge de choix pour ce genre d'équipement.

M. DALTON (Australie) : M. Koch pourrait-il nous dire quel est l'effet de la couche de récupération interne sur le spectre de neutrons de l'EBR 2, par comparaison avec une pile à cœur unique?

M. KOCH (États-Unis d'Amérique) : Je dois dire, pour commencer, que les indications que je donnerai se fondent sur l'analyse et non sur l'expérience; nous n'avons pas encore effectué d'expériences critiques avec ces dispositions géométriques.

L'utilisation de la couche de récupération interne adoucit quelque peu le spectre dans le cœur de la pile; en d'autres termes, le spectre des neutrons est abaissé par rapport à celui d'un cœur complètement uniforme.

M. DALTON (Australie) : Avez-vous vérifié l'effet sur le gain de régénération de l'introduction de cette couche de récupération interne?

M. KOCH (États-Unis d'Amérique) : Voulez-vous parler de l'effet de régénération dans la couche de récupération centrale elle-même? Désirez-vous savoir si la régénération est plus forte...

M. DALTON (Australie) : Non, je veux parler de l'effet sur l'adoucissement du spectre, sur le gain de régénération comparé au gain que l'on obtient en plaçant la couche de récupération dans le système à flux élevé.

M. KOCH (États-Unis d'Amérique) : Je pense que les différences sont ici si faibles qu'elles ne dépassent pas la précision avec laquelle nous connaissons les sections efficaces, ainsi que l'effet qu'exerce sur le spectre cette quantité supplémentaire relativement faible d'uranium. Pour ce qui est du gain de régénération, nous ne savons pas quel est l'effet dans ce cas.

M. JACKSON (Royaume-Uni) : Il semble que vous ne disposiez que d'un seul type de mécanisme de commande et d'arrêt. Pourriez-vous donner votre avis sur l'opportunité de disposer de deux mécanismes de type différent agencés de telle sorte que si l'un se trouve en panne, le fonctionnement de l'autre n'en soit pas affecté?

M. KOCH (États-Unis d'Amérique) : Si je comprends bien votre question, vous faites allusion au fait que nous avons douze dispositifs de commande identiques. Je n'ai pas donné de précision sur ce point, mais, tout d'abord, chacun d'eux fonctionne de manière absolument indépendante; de plus, ils ne sont en aucune façon interconnectés en groupes. Nous préférons de beaucoup utiliser un combustible mobile plutôt que d'introduire un poison, ceci essentiellement en vue d'une économie de neutrons. Je n'en ai pas parlé, mais nous étudions aussi très sérieusement la possibilité d'utiliser un second type de barre de sécurité, qui pourrait fort bien être un poison, mais ne serait utilisé que pour arrêter la pile et jamais pour régler sa marche.

M. SHEPHERD (Royaume-Uni) : Je voudrais demander à M. Koch quel est le taux de combustion que l'on cherche à obtenir pour les cartouches de combustible — j'entends le taux de combustion total.

M. KOCH (États-Unis d'Amérique) : Il s'agit d'une pile expérimentale, et nous essayerons donc d'en tirer le maximum. Nos calculs se fondent sur une combustion de 2 pour cent du total des atomes. Nous n'espérons pas y arriver dès le début, et il nous faudra sans doute progresser par étapes pour atteindre ce chiffre. Nous serions évidemment fort heureux de le dépasser. Un taux de combustion de 2 pour cent dans cette pile correspond à un cycle de 120 jours environ.

Catalogue des piles atomiques

préparé pour les Nations Unies par Herbert S. Isbin *

Un tableau succinct publié en 1952 a apporté certains renseignements non confidentiels sur les caractéristiques des piles atomiques; il s'agit du Nuclear Reactor Catalog (voir bibliographie n° 1), complété par un supplément en 1953. Ce tableau reflétait l'intérêt que le monde entier portait aux piles atomiques et donnait un aperçu de la variété des principes et des techniques en cette matière. Nous présentons ici une nouvelle version de ce catalogue incluant l'impressionnant ensemble de données communiquées à l'occasion de la Conférence internationale sur l'utilisation de l'énergie atomique à des fins pacifiques, ou du moins la plus grande partie de ces informations.

Les tableaux 1 à 5 constituent un catalogue des piles qui fonctionnent actuellement et les tableaux 6 et 7 donnent un aperçu sommaire des études et des travaux en cours pour la construction d'autres piles (voir bibliographie n° 2). Nous avons précisé tous les points suivants dans les cinq premiers tableaux : le nom ou le type de la pile et son emplacement (1re colonne); sa puissance calorifique et le flux de neutrons par centimètre carré et par seconde (il s'agit en général, sauf indication contraire, du flux moyen en neutrons thermiques; ces indications figurent à la colonne 2); la description du combustible, du ralentisseur et de la disposition du combustible dans le cœur de la pile (colonne 3); la disposition du réflecteur (colonne 4); la disposition du bouclier de protection (colonne 5); les dimensions totales (colonne 6); les dispositifs de réglage (colonne 7); le réfrigérant (colonne 8); et enfin diverses remarques complémentaires (colonne 9). Parmi celles-ci nous avons généralement indiqué entre parenthèses la date de mise en fonctionnement.

BIBLIOGRAPHIE

1. Isbin H. S., Nuclear Reactor Catalog, *Nucleonics*, vol. 10, n° 3, p. 10-16, 1952; *Ibid.*, vol. 11, n° 6, p. 65-69, 1953.

2. Les données sont extraites du catalogue préparé pour le « Nuclear Reactor Handbook » (McGraw-Hill Book Co., Inc., New York).

* Department of Chemical Engineering, University of Minnesota, Minneapolis, Minnesota.

Tableau I

PILES HÉTÉROGÈNES, A URANIUM NATUREL, A NEUTRONS

Nom de la pile (1)	Caractéristiques (2)	Description du chargement de combustible (3)	Réflecteur (4)
CP 1, pile à uranium et à graphite (West Stands, Chicago, Illinois, États-Unis)	200 W (max.)	6 tonnes américaines (5,4 t) d'uranium naturel, 40 tonnes américaines (36,3 t) d'oxyde d'uranium naturel (UO_2 et U_3O_8) — Voir CP 2.	1 pied (0,30 m) d'épaisseur de graphite
CP 2 (Palos Park, Illinois, États-Unis)	200 W (jusqu'à 2 kW) 3×10^8	3 200 lingots d'uranium, de 2 $^1/_4$ pouces (57 mm) de diamètre; 14 500 lingots d'oxyde d'uranium de 2 $^1/_4$ pouces de diamètre; environ 50 tonnes américaines d'uranium (45,3 t); lingots placés au sommet d'un réseau carré, dont le pas est de 8 $^1/_4$ pouces (209,5 mm). Dimensions du cœur de la pile : en pieds 18 × 20 × 19; en mètres 5,47 × 6,005 × 5,78.	1 pied (0,30 m) d'épaisseur de graphite
GLEEP, pile expérimentale de basse puissance, au graphite (Harwell, Angleterre)	100 kW 3×10^{10}	12 tonnes américaines (10,8 t) de barres d'uranium de 0,9 pouce (22,8 mm) de diamètre, 12 pouces (305 mm) de long, recouvertes d'une couche de $\frac{3}{1\,000}$ de pouce $\left(\frac{8}{100}\text{ de mm}\right)$ d'aluminium. 21 tonnes américaines (19,0 t) d'oxyde d'uranium en gaines d'aluminium de 1,6 pouce (40,5 mm) de diamètre, et deux pouces (50,7 mm) de long. Pas de réseau : 7 $^1/_4$ pouces (184 mm). Dimensions du cœur : longueur 5,4 m; rayon 2,86 m. Métal dans la partie centrale : jusqu'à 1,75 m du centre.	Forme octogonale, 2 pieds (0,61 m) d'épaisseur de graphite
Oak Ridge : pile ORLN, pile X 10 (Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee, États-Unis)	Passée de 1 000 à 3 800 kW 10^{12}	Billettes d'uranium en chemise d'aluminium 2 S, d'une épaisseur de 0,035 pouce (0,89 mm); diamètre : 1,1 pouce (28 mm); longueur 4 pouces (101 mm); poids par billette 2,57 livres (1,16 kg). De 39 à 54 billettes par canal; 1 248 canaux actifs dans un réseau rectangulaire de 8 pouces (203 mm); 821 sont utilisés [besoins pour la divergence : 30 tonnes américaines (27,2 t), 54 tonnes américaines utilisées (49 t)]; canaux prismatiques, base carrée de 1 $^3/_4$ pouce (44,5 mm); milieu actif : 20 pieds cubes (0,56 m^3) environ.	2 pieds (0,61 m) d'épaisseur de graphite

Tableau I

THERMIQUES, UTILISANT LE GRAPHITE COMME RALENTISSEUR

Bouclier de protection (5)	Dimensions totales (6)	Dispositif de réglage (7)	Réfrigérant (8)	Remarques (9)
Sans	En pieds : 24,5 × 24,5 × 19; en mètres : 7,22 × 7,22 × 5,78 385 tonnes américaines (350 t) de graphite.	10 barres	Sans	Première pile du monde. A fonctionné le 2 décembre 1942. Après la première période de fonctionnement, a été démontée pour former les éléments de CP-2.
Mur de béton de 5 pieds (1,52 m) d'épaisseur; 6 pouces (152 mm) de plomb; 4 pieds (1,21 m) de bois sur la partie supérieure.	Largeur : 30 pieds (9,14 m); longueur : 32 pieds (9,75 m); hauteur : 24,5 pieds (7,22 m); 472 tonnes américaines de graphite (428,1 t). Poids total environ : 1 400 tonnes américaines (1 270 t).	Lames de bronze plaquées de cadmium; réglage : 2; compensation : 1; sécurité : 3.	Sans	Début du fonctionnement 20 mars 1943. Est restée en service jusqu'en mai 1954.
Bouclier de béton en forme de cube, avec mur de 5 pieds (1,52 m) d'épaisseur	Grand cube contenant 505 tonnes longues (513 t) de graphite	Barres contenant du cadmium; réglage grossier : 4; réglage fin : 1; sécurité : 6.	Air : 5 000 pieds cubes par minute (141 m³/mn) à pression inférieure à la pression atmosphérique	k_{eff} = 0,002. Température maximum de l'uranium dans la cartouche : 60 °C (1947).
7 pieds (2,13 m) de béton	Longueur : 47 pieds (14,32 m); largeur : 38 pieds (11,57 m); hauteur : 32 pieds (9,75 m); 620 tonnes américaines (562 t) de graphite.	Sécurité : 4 barres, chacune de 300 pcm. Compensation : 2 barres, chacune de 700 pcm. Réglage : 2 barres, chacune de 500 pcm. Sécurité de secours réalisée par de la grenaille d'acier au bore. Barres verticales : base carrée de 3 1/2 pouces (89 mm), longueur : 8 pieds (2,43 m), contenant des couches de cadmium en fourreau d'acier; barres horizontales d'acier : base carrée de 1 3/4 pouce (44,5 mm), longueur 200 pouces (5,07 m), contenant 1,5 pour cent de bore.	Air. 120 000 pieds cubes à la minute (3 400 m³/mn) passant dans la pile par aspiration; filtré et évacué par une cheminée de 200 pieds (61 m).	La plus haute température moyenne pour le combustible, équivalente à 270 °C. Température moyenne du ralentisseur : 135 °C. Un eutectique de silicate d'aluminium et de magnésium est utilisé pour assurer le contact de l'uranium et des gaines d'aluminium.

Tableau I *(fin)*

PILES HÉTÉROGÈNES, A URANIUM NATUREL, A NEUTRONS

Nom de la pile (1)	Caractéristiques (2)	Description du chargement de combustible (3)	Réflecteur (4)
BEPO, pile expérimentale britannique (Harwell, Angleterre)	Passée de 4 à 6 MW Flux central en neutrons thermiques de l'ordre de $1,4 \times 10^{12}$	Longues barres d'uranium de 0,9 pouce (22,8 mm) de diamètre, 12 pouces (305 mm) de longueur, en fourreau d'aluminium. 28 tonnes américaines (25,4 t) pour la divergence. 40 tonnes américaines (36,2 t) pour le chargement complet. Sont utilisés les 900 canaux centraux, 20 barres par canal, distance entre canaux : 7 $^1/_4$ pouces (184 mm). Section droite du canal vide : 3 $^1/_2$ pouces carrés (22,5 cm^2). Milieu actif : rayon 10 pieds (3,0 m); longueur 20 pieds (6,1 m).	Environ 3 pieds (0,91 m) d'épaisseur de graphite
Brookhaven (Brookhaven National Laboratory, Upton, New York, États-Unis)	30 MW 4×10^{12}	Barres d'uranium plaquées d'aluminium placées en réseau d'une maille de 8 pouces (203 mm); 60 tonnes américaines d'uranium (54,4 t); 1 369 canaux actifs cylindriques; section droite des canaux : 36 cm^2. Ralentisseur en graphite composé de 2 prismes droits rectangulaires, de dimensions : en pieds $12,5 \times 25 \times 25$ (en mètres : $3,8 \times 7,6 \times 7,6$) séparés par une fente verticale pour le passage de l'air de refroidissement.	4,5 pieds (1,37 m) d'épaisseur de graphite
Hanford (Hanford, Washington, États-Unis)	Secrètes	Uranium naturel, ralentisseur en graphite.	
Hanford, pile de recherche 305 (Hanford, Washington, États-Unis)	6 W	Pile à uranium naturel, sans réfrigérant, à ralentisseur en graphite.	
Windscale (Sellafield, Angleterre)	Secrètes	Semblable à BEPO. Uranium naturel. Ralentisseur en graphite.	Graphite

Tableau I *(fin)*

THERMIQUES, UTILISANT LE GRAPHITE COMME RALENTISSEUR

Bouclier de protection (5)	Dimensions totales (6)	Dispositif de réglage (7)	Réfrigérant (8)	Remarques (9)
Plaques de fonte de 6 pouces (152 mm); béton (à la baryte, $\rho = 3,5$) : sur les côtés, 6 pieds (1,83 m) d'épaisseur; sur le dessus, 7,5 pouces (19 cm) d'épaisseur; 600 tonnes d'acier; 3 000 tonnes de béton.	Graphite formant une masse cubique de 8 tonnes américaines (7,2 t)	Barres creuses en acier de 2 pouces (50,7 mm) de diamètre, emplies de carbure de bore; horizontales : 4; verticales : 10.	Air. 260 000 pieds cubes à la minute (7 300 m^3/mn) filtré et évacué par une cheminée de 200 pieds (61 m); pouvoir filtrant jusqu'à 5 μ.	Les barreaux actifs fonctionnent à la température de 220 °C. Température de l'air sortant : 80 °C. Puissance calorifique récupérée : environ 1,2 MW. Alimente une circulation d'eau pour le chauffage d'un bâtiment (première utilisation pratique de la chaleur produite par une pile). (1948).
Plaques de fer de 6 pouces (152 mm); béton lourd: épaisseur $4^1/_4$ pieds (1,30 m); plaques de fer de 3 pouces (76 mm).	En pieds : 38 × 55 × 30; en mètres : 11,57 × 16,95 × 9,14. 20 000 tonnes, y compris les fondations. 700 tonnes de graphite.	Barres horizontales contenant du bore, pénétrant par deux coins supérieurs adjacents, et assemblées en deux groupes de 8 barres. Sécurité de secours composée de grenaille d'acier au bore, dans 4 tubes passant dans le graphite, et de trichlorobenzène dans 11 tubes.	Air. 300 000 pieds cubes à la minute (8 500 m^3/mn) à pression inférieure à la pression atmosphérique. Chacune des moitiés du ralentisseur est refroidie séparément. Filtre à l'admission et à la sortie d'air.	Température comprise entre 125 et 175 °C dans les canaux expérimentaux. Dispositif électrique et mécanique compliqué pour détection des fuites dans les canaux de chargement. L'hélium introduit dans les cartouches indique la fuite par baisse de pression, fournit une atmosphère inerte pour l'uranium et améliore le transfert de chaleur (1950). Projet de remplacement de l'uranium naturel combustible par des plaques actives du type du MTR.
			Eau	Trois piles plutonigènes en 1945, et des piles supplémentaires leur ont été adjointes; du glycol en circuit fermé secondaire sert à chauffer les bâtiments.
	Cube d'environ 18 à 20 pieds (5,48 à 6,1 m) de côté	Barres de réglage, barres de compensation, barres de sécurité. On a expérimenté un dispositif de réglage à BF_3.	Sans	Utilisée pour mesurer la variation de réactivité due à une quantité donnée de matière soumise à l'expérience. Non étanche: la pression atmosphérique affecte sa réactivité.
Bouclier de protection biologique en béton. Bouclier thermique en plaques d'acier.		24 barres de réglage en acier au bore, et perpendiculaires aux canaux de chargement	Air. Filtre à l'admission et à la sortie. Évacuation par une cheminée de 400 pieds (122 m).	Deux piles plutonigènes

Tableau 2

PILES HÉTÉROGÈNES A URANIUM, A NEUTRONS

Nom de la pile (1)	Caractéristiques (2)	Description du chargement de combustible (3)	Réflecteur (4)
CP 3 (Argonne National Laboratory, Chicago, Illinois, États-Unis)	300 kW 10^{12}	120 (maximum 136) barres d'uranium, de 1,1 pouce (27,9 mm) de diamètre, 6 pieds (1,83 m) de long, en gaines d'aluminium de 0,035 pouce (0,88 mm) d'épaisseur; 3 tonnes américaines (2,7 t) d'uranium naturel. Réseau carré dont le pas est de $5\,^3/_8$ pouces (136 mm); 6,5 tonnes américaines (5,9 t) d'eau lourde contenue dans un réservoir d'aluminium de 72 pouces (1,83 m) de diamètre et 105 pouces (2,67 m) de hauteur.	2 pieds (0,61 m) d'épaisseur de graphite
CP 3' (Argonne National Laboratory, Chicago, Illinois, États-Unis)	300 kW 3 à 4 × 10^{12}	4,2 kg d'uranium-235; environ 122 barres actives de 2,16 cm de diamètre, 1,68 m de long; taux d'enrichissement élevé en uranium-235; alliage d'aluminium comprenant 98 pour cent d'aluminium et 2 pour cent d'uranium.	Voir CP 3
ZEEP (Chalk River, Canada)	3,5 W (maximum 30 W) 6 × 10^6	Uranium naturel en forme de billettes cylindriques de 1,285 pouce (32,6 mm) de diamètre et de 6 pouces (152 mm) de long, en « chaussettes » d'aluminium de 1,295 ± 0,005 pouce (32,89 ± 0,12 mm) de diamètre intérieur, 0,040 ± 0,003 pouce (1,01 ± 0,07 mm) d'épaisseur de paroi, et 9 pieds $6\,^3/_4$ (2,94 m) de long contenant 9 billettes. Au total 148 barres; réseau carré de 6 pouces (152 mm) de pas; 10 tonnes américaines (9,07 t) d'eau lourde, contenue dans une cuve d'acier de $6\,^3/_4$ pieds (2,05 m) de diamètre, de 8,5 pieds (2,58 m) de haut.	Graphite d'épaisseur $2\,^1/_2$ pieds (0,76 m) sous la cuve, 3 pieds (0,91 m) à la périphérie
ZOE (Chatillon, France)	Passée de 5 à 150 kW 2 à 3 × 10^{10}	Au début UO_2 en pastilles de 3 cm de haut, empilées dans des tubes d'aluminium de 66 mm de diamètre intérieur, et 180 cm de hauteur effective. La densité effective de l'oxyde est 8,3. L'eau lourde, à 40 ± 6 °C, est contenue dans une cuve cylindrique d'aluminium de 181 cm de diamètre intérieur, et 235,5 cm de hauteur. Le nombre maximum des barres actives est 139 (3,55 tonnes UO_2), placées dans un réseau hexagonal; côté de l'hexagone : 18,6 cm. UO_2 a été remplacé par des barres métalliques.	Graphite (longueur de diffusion 45 cm), 15 cm d'eau lourde sur le fond
Pile de recherche à eau lourde (U.R.S.S.)	500 kW	Barres actives en uranium, suspendues dans l'eau lourde, contenues dans une cuve de 175 cm de diamètre et 195 cm de hauteur. Les expériences de divergence exécutées exigent l'emploi de barreaux de 2,2 et 2,8 cm de diamètre, avec gaine d'aluminium de 0,1 cm. Réseau carré de 63 à 63,2 cm. Nombre de barres allant de 286 à 292. Niveau de l'eau lourde à la divergence compris entre 120 et 181,6 cm. Longueur des barres de l'ordre de 160 cm.	Graphite de 100 cm d'épaisseur sur le fond et les côtés

Tableau 2

THERMIQUES, A RALENTISSEUR EN EAU LOURDE

Bouclier de protection (5)	Dimensions totales (6)	Dispositif de réglage (7)	Réfrigérant (8)	Remarques (9)
Mur comprenant 4 pouces (101 mm) de plomb cadmié et 7 pieds 8 pouces (2,33 m) de béton; forme octogonale; hauteur, 13 pieds (3,95 m). Le bouclier supérieur contient du cadmium, du plomb [épaisseur 1 pied (0,30 m)] et du bois et de l'acier [épaisseur 4 pieds (1,22 m)].	Forme octogonale; diamètre 26 pieds (7,91m), hauteur 14 pieds (4,26 m).	Barre contenant du cadmium; réglage : 2; compensation : 3; sécurité : 2.	200 gallons par minute (757 l/mn) d'eau lourde	Première pile du monde utilisant l'eau lourde (15 mai 1944). Balayage à l'hélium pour l'eau lourde dissociée. Un type amélioré CP-3' contient un alliage d'uranium enrichi et d'aluminium.
Voir CP 3.	Voir CP 3.	Voir CP 3.	Voir CP 3.	Version améliorée de CP-3 (en 1950). Remplacée par CP-5 en 1954.
Eau dans des cuves, épaisseur, 3 pieds (0,91 m)		4 plaques, 8 barres d'acier inoxydable plaqué de cadmium	Sans	Aire de migration $M^2 = 237$ cm^2; longueur de ralentissement : $\sim\sqrt{118,5}$ cm; laplacien matière : $B^2 = 794 \times 10^{-6}$ cm^{-2}; vie moyenne des neutrons : $0,86 \times 10^{-3}$ s (1945).
Béton de 150 cm d'épaisseur		2 jeux de deux types de barres de sécurité au cadmium. 2 barreaux de réglage au cadmium.	Eau lourde, circulant dans un circuit de circulation externe	Laplacien : 6,8 m^{-2} (1948)
Boucliers latéraux en béton de 2,5 m d'épaisseur		4 barres de réglage en cadmium	Circulation d'eau lourde	Atmosphère d'hélium au-dessus de l'eau lourde (1949)

Tableau 2 *(suite)*

PILES HÉTÉROGÈNES A URANIUM, A NEUTRONS

Nom de la pile (1)	Caractéristiques (2)	Description du chargement de combustible (3)	Réflecteur (4)
P 2, Saclay (France)	1 500 kW (maximum) 7×10^{12}	136 barres d'uranium, de 1,1 pouce (28 mm) de diamètre et 7 pieds (2,13 m) de long. Réseau : triangulaire avec espacement des barres de 5,93 pouces (150 mm). Les cartouches actives se composent de 4 cylindres d'aluminium concentriques dont le plus central joue le rôle de gaine de protection pour le barreau d'uranium. Espace isolant compris entre le 2e et le 3e cylindre. 3,3 tonnes d'uranium. Combustible immergé dans une cuve d'aluminium de $8\ ^2/_3$ pieds (2,65 m) de hauteur et $6\ ^2/_3$ pieds (2,03 m) de diamètre, partiellement emplie d'eau lourde; 6,3 tonnes lorsque l'eau lourde atteint 1 794 mm. La hauteur critique $H = 224 \pm 3$ cm Rayon critique $R = 132 \pm 2$ cm $M^2 = 238\ cm^2$ $B^2 = (5{,}30 \pm 0{,}15) \times 10^{-4} cm^{-2}$	A l'extérieur de la cuve et sur les côtés et le fond, 3 pieds (0,91 m) d'épaisseur de graphite
JEEP (Kjeller, Norvège)	Conçue pour 100 kW, poussée à 350 kW 10^{12}	2 200 kg de billettes d'uranium en tubes d'aluminium, 35,5 kg par barre. Barres de 25,4 mm de diamètre, 300 mm de long, placées en réseau de maille de 180 mm. Milieu actif, longueur 1,9 m; 7 tonnes américaines (6,35 t) d'eau lourde contenues dans une cuve de 2 m de diamètre; 65 à 76 cartouches actives.	Graphite: épaisseur : 700 mm
NRX (Chalk River, Canada)	30 MW $> 5{,}8 \times 10^{13}$ Pile reconstruite, 40 MW	176 barres d'uranium, gainées d'aluminium, entourées de 2 tubes concentriques. Diamètre des barres d'uranium : 1,36 pouce (34,5 mm); épaisseur de la gaine d'aluminium : 0,079 pouce (0,2 mm). Diamètre intérieur de la gaine externe d'aluminium : 1,66 pouce (42,1 mm); épaisseur : 0,040 pouce (0,1 mm). Les barres d'uranium sont suspendues verticalement. Eau lourde contenue dans une cuve cylindrique de 10 pieds (3,04 m) de hauteur et de 8 pieds (2,43 m) de diamètre. Le cœur contient environ 10,5 tonnes américaines (9,52 t) d'uranium naturel et environ 20 tonnes américaines (18,1 t) d'eau lourde. Chaque barre active a 10 pieds (3,04 m) de longueur. Épaisseur de la gaine de réfrigérant réduite de 0,100 à 0,071 pouce (2,53 à 1,8 mm).	Graphite
CP 5 (Argonne National Laboratory, Chicago, Illinois, États-Unis)	1 000 kW 3×10^{13} (1×10^{13} en neutrons épithermiques, 1×10^{12} en neutrons vierges)	Les cartouches actives sont des plaques sandwiches courbes, formées d'un alliage aluminium - uranium-235 de 0,05 cm d'épaisseur, plaquées d'aluminium 72 S de 0,05 cm d'épaisseur; 12 plaques assemblées dans une boîte active de dimensions : en pouces : $3 \times 3 \times 24$ (en mm : $76 \times 76 \times 608$). Le chargement normal comprend 12 boîtes actives (16 nécessaires pour 4 MW). Eau lourde contenue dans une cuve d'aluminium de 6 pieds (1,83 m) de diamètre et de $7\ ^1/_2$ pieds (2,28 m) de hauteur. Milieu actif, environ 2 pieds	Eau lourde : épaisseur, 2 pieds (0,61 m). Graphite: épaisseur, 2 pieds, au-dessous et à la périphérie de la cuve. Volume occupé : hauteur, 10 pieds (3,04 m); diamètre: 10 pieds.

Tableau 2 *(suite)*

THERMIQUES, A RALENTISSEUR EN EAU LOURDE

Bouclier de protection (5)	Dimensions totales (6)	Dispositif de réglage (7)	Réfrigérant (8)	Remarques (9)
Bouclier thermique en acier forgé, de 8 pouces (203 mm) environ d'épaisseur. Bouclier de béton d'environ 7 pieds (2,13 m).		Plaques de cadmium se déplaçant entre la cuve et le réflecteur. Deux barres de cadmium dans la cuve.	Au début, circulation en circuit fermé d'azote à 10 atmosphères, descendant entre les 2 cylindres extérieurs d'aluminium et remontant dans l'espace compris entre le 1er et le 2e cylindre. Le circuit utilise maintenant CO_2 sous 7 atmosphères.	1952
Bouclier octogonal en béton; épaisseur, 2 m sur les côtés. Chemisage de cadmium.		4 plaques de cadmium de 1 300 mm de long, 350 mm de large, 1,7 mm d'épaisseur, tenues entre des plaques d'aluminium et placées entre la paroi de la cuve et le réflecteur.	Eau lourde, débit 4 litres par seconde. (Admission 20 °C; sortie : 40 °C.)	Durée de vie moyenne des neutrons : 2×10^{-3} s (1951)
Béton : épaisseur, 8 pieds (2,43 m). Bouclier thermique en acier.	Diamètre : 34 pieds (10,35 m); hauteur : 34 pieds.	Niveau variable d'eau lourde. Barres en cadmium et bore. 18 barres de sécurité, 1 barre de réglage.	Eau légère descendant entre 2 cylindres concentriques (l'air remonte dans un espace analogue entourant le 1er); eau lourde envoyée à un échangeur de chaleur extérieur. Refroidissement du graphite par l'air. 95 pour cent de la chaleur est extraite des canaux de chargement par la circulation de l'eau.	Dispositif de balayage à hélium. Arrêtée en décembre 1952, à la suite d'un accident de contamination radioactive grave. Fonctionnement repris en février 1954. Produit du plutonium et de l'uranium-233 (1947).
Boral $^1/_4$ pouce (6,3 mm). Plomb : $3\,^1/_2$ pouces (89 mm). Béton fer-limonite : 4 pieds 8 pouces (1,42 m) (ρ = 4,4 g/cm^3).	Octogone; diamètre : 20 pieds (6,1 m); hauteur : $13\,^1/_2$ pieds (4,1 m).	4 barres de compensation (aluminium plaqué cadmium), du type bras de signalisation, fonctionnant entre les rangées parallèles de boîtes actives; 1 barre de réglage montant et descendant à l'extérieur du	Environ 1 200 gallons par mn (4 550 l/mn) circulant vers le haut à travers l'assemblage des boîtes actives (environ 1 m/s dans la partie centrale, flux de chaleur maximum, environ 4,5 cal/cm^2/s) et circulant vers le bas dans la cuve avec augmentation de température de 5 °C. L'eau lourde circule à	La pile est logée dans un bâtiment presque étanche (1954)

Tableau 2 *(fin)*

PILES HÉTÉROGÈNES A URANIUM, A NEUTRONS

Nom de la pile (1)	Caractéristiques (2)	Description du chargement de combustible (3)	Réflecteur (4)
CP 5 *(suite)*	Conçue pour 4 MW	(0,61 m) de diamètre et 2 pieds de hauteur. Le chargement comprend environ 1 680 g d'uranium-235 et 7 tonnes américaines (6,35 t) d'eau lourde.	
SLEEP (pile expérimentale suédoise de basse puissance, Stockholm, Suède)	300 kW 3×10^{11} (maximum)	126 barres actives en uranium, disposées en un réseau hexagonal de 145 mm de pas; diamètre : 29 mm; gainées en reflectal (alliage d'aluminium très pur et de 0,5 pour cent de magnésium) par tréfilage, réduisant l'épaisseur des parois du tube de 1,25 à 1,10 mm. Eau lourde contenue dans une cuve de reflectal de 1,85 m de diamètre et 2,54 m de haut.	Graphite de 900 mm d'épaisseur entourant le fond et les côtés de la cuve

Tableau 2 *(fin)*

THERMIQUES, A RALENTISSEUR EN EAU LOURDE

Bouclier de protection (5)	Dimensions totales (6)	Dispositif de réglage (7)	Réfrigérant (8)	Remarques (9)
		chargement. Vanne à ouverture instantanée pour vidange de l'eau lourde.	travers un échangeur de chaleur extérieur à eau ordinaire et se refroidit de 126 à 118 °F (52 à 48 °C), circuit d'eau froide pour limiter l'augmentation de température et augmenter la réactivité. Bouclier thermique refroidi à l'eau ordinaire. Puissance calorifique totale produite dans le bouclier, y compris le graphite, environ 2 à 3 pour cent du total. Dispositif de balayage à hélium. Réflecteur en graphite refroidi à l'hélium.	
Bouclier de protection biologique, de béton coulé avec du minerai de fer, $\rho = 3,8$; épaisseur 1,8 m; chemisé par une plaque sandwich de cadmium-aluminium.		2 barres de sécurité équivalentes à environ 2 000 pcm. 2 plaques de réglage comprises entre la cuve de la pile et le réflecteur de graphite, correspondant à environ 600 pcm.	Eau lourde en circuit fermé, débit : 1 000 l/mn, envoyée à un échangeur de chaleur refroidi à l'air. Environ 1 pour 1 000 du courant passe à travers un échangeur d'ions. L'air utilisé pour le refroidissement monte entre le réflecteur et la cuve et redescend entre le graphite et le bouclier.	Pile construite au-dessous du niveau du sol. Atmosphère d'hélium au-dessus de l'eau lourde, circulant à travers un pot de recombinaison catalytique au palladium (1954). Vie moyenne effective des neutrons thermiques : $0,71 \pm 0,03$ ms.

Tableau 3

PILES HOMOGÈNES, A URANIUM ENRICHI, A NEUTRONS THERMIQUES, PILES-CHAUDIÈRES ET PILES

Nom de la pile (1)	Caractéristiques (2)	Description du chargement de combustible (3)	Réflecteur (4)
LOPO, pile-chaudière à basse puissance (Los Alamos, New Mexico, États-Unis)	$\frac{1}{20}$ W	Solution de sulfate d'uranyle enrichi, 580 g d'uranium-235, 3 378 g d'uranium-238, 534 g de soufre, 14 068 g d'oxygène, 1 576 g d'hydrogène, ρ = 1,348 g/cm³ à 39 °C; solution contenue dans une sphère d'acier inoxydable (15 l) d'un pied (0,304 m) de diamètre et de $^1/_{32}$ pouce (0,8 mm) d'épaisseur.	Briques de glucine de dimensions en pouces : 3 × 3 × 6; en mm : 76 × 76 × 152; ρ = 2,7; graphite au fond.
HYPO, pile-chaudière à haute puissance (Los Alamos, New Mexico, États-Unis)	6 kW 3 × 10^{11}	Solution de nitrate d'uranyle enrichi (896,6 g d'uranium-235, 5 341 g d'uranium-238, 731 g d'azote, 13 780 g d'oxygène, 1 312 g d'hydrogène, 13,65 l de $UO_2(NO_3)_2$, 6 H_2O dans l'eau; ρ = 1,615; solution contenue dans une sphère d'acier inoxydable d'un pied (0,304 m) de diamètre et de $^1/_{16}$ pouce (1,6 mm) d'épaisseur.	Glucine : en pouces : 24 × 24 × 27; en mm : 609 × 609 × 685, entourée de graphite forme parallélépipède rectangle : en pouces : 60 × 48 × 60; en mm : 1 523 × 1 219 × 1 523.
SUPO, pile-chaudière à très haute puissance (Los Alamos, New Mexico, États-Unis)	45 kW 1,7 × 10^{12} maximum (flux maximum estimé en neutrons intermédiaires : 2,8 × 10^{12}; flux en neutrons rapides : 1,9 × 10^{12})	Solution de nitrate d'uranyle enrichi, 88,7 pour cent de l'uranium est de l'uranium-235, 777 g d'uranium-235 pour la masse critique, 870 g d'uranium-235 sont utilisés. ρ = 1,10; 12 700 cm³ de solution contenus dans une sphère d'acier inoxydable d'un pied (0,304 m) de diamètre.	Cube de graphite d'environ 55 pouces (1,40 m)
WBNS, pile-chaudière génératrice de neutrons (North American Aviation Inc., Downey, Californie, États-Unis)	1 W 5 × 10^7	1,5 livre (0,68 kg) d'uranium sous forme de nitrate d'uranyle enrichi en uranium-235 en solution dans l'eau ordinaire. Solution contenue dans une sphère d'acier inoxydable d'un pied (0,304 m) de diamètre et de $^1/_{16}$ pouce (1,6 mm) d'épaisseur.	Graphite : diamètre : 5 pieds (1,52 m); hauteur : 6 pieds (1,83 m)
Pile-chaudière de Livermore (Livermore, Californie, États-Unis)	100 W (poussée à 500 W) 10^9 (flux maximum en neutrons thermiques 2 × 10^{10})	14,524 l de solution de UO_2SO_4 dans l'eau ordinaire contenant 694,2 g d'uranium-235, 798 g/mole d'hydrogène, 420 d'oxygène, 5,64 de soufre et 2,95 d'uranium. Solution contenue dans une sphère d'acier inoxydable de 12 $^1/_2$ pouces (317 mm) de diamètre extérieur, épaisseur des parois 0,06 pouce (1,5 mm).	Cylindre droit de graphite; diamètre : 5 pieds (1,52 m); hauteur : 5 pieds; (graphite de Brookhaven ayant une longueur de diffusion pour les neutrons thermiques de 51,6 cm).

Tableau 3

UTILISANT L'EAU ORDINAIRE COMME RALENTISSEUR

EXPÉRIMENTALES HOMOGÈNES

Bouclier de protection (5)	Dimensions totales (6)	Dispositif de réglage (7)	Réfrigérant (8)	Remarques (9)
Sans		Cylindre de cadmium : diamètre : $^3/_4$ de pouce (19 mm); longueur : 34 pouces (863 mm); rideaux de sécurité en cadmium.	Eau, température maximum 39 °C	Première pile-chaudière du monde (1944); remplacée par HYPO
Plomb : 4 pouces (101 mm); cadmium : $^1/_{32}$ pouce (0,8 mm); béton : 5 pieds (1,52 m).		Barres contenant du cadmium, compensation : 1; réglage : 2; sécurité : 1.	50 gallons par heure (190 l/h) d'eau, à travers un serpentin à 6 spires de $^1/_2$ pouce (12,7 mm) de diamètre intérieur et de 157 pouces (3,99 m) de long. Température maximum de la solution : 185 °F (85 °C).	Environ 50 cm³/s d'air sont utilisés pour le balayage de H_2 et O_2, produits de décomposition de H_2O. Remplacée par SUPO (1944).
B_4C dans la paraffine : $^1/_2$ pouce (12,7 mm); acier : 2 pouces (50, 8 mm); plomb : 4 pouces (101,6 mm); béton : 5 pieds (1,52 m).	Dimensions approximatives : en pieds : 15 × 15 × 11; en m : 4,57 × 4,57 × 3,34.	Voir HYPO; 2 barres de réglage supplémentaires se déplacent au cœur de la pile dans des bagues coulissantes.	Eau circulant dans 3 tubes d'acier inoxydable de 20 pieds (6,1 m) de long, $^1/_4$ pouce (6,3 mm) de diamètre extérieur, $^3/_{16}$ pouce (4,7 mm) de diamètre intérieur	Courant d'air de 100 l/mn. Dispositif de recombinaison pour H_2 et O_2. Vitesse de radiolyse de l'hydrogène, environ 0,55 moles/kWh (1951).
Blocs de béton de 2 pieds (0,61 m)		2 barres de sécurité (réglage grossier, réglage fin) se déplaçant dans le réflecteur	Sans	$k\sim$ calculé : 1 561 (fuite : 0,360) (1951)
Graphite dans une cuve cylindrique en acier grenaille de cadmium de 0,030 pouce (0,76 mm) et plomb : 5 pouces (127 mm). Bloc de béton : 3 pieds (0,91 m).	En pieds : 13 × 26 × 9; en m : 3,95 × 7,91 × 2,74.	2 barres de sécurité et 2 barres de réglage. Les barres sont des tubes d'acier inoxydable aplatis contenant une livre (0,45 kg) (barres de réglage) ou 2,2 livres (0,99 kg) (barres de sécurité) de carbure de bore.	Serpentin de refroidissement de forme sphérique à 6 spires en tubes de $^5/_{16}$ de pouce (8 mm) de diamètre intérieur, et 160 pouces (4,06 m) de longueur. Eau distillée utilisée comme réfrigérant et dispositif de refroidissement utilisé pour abaisser la température de la solution.	Circulation du gaz en circuit fermé

Tableau 3 *(fin)*

PILES HOMOGÈNES, A URANIUM ENRICHI, A NEUTRONS THERMIQUES, PILES-CHAUDIÈRES ET PILES

Nom de la pile (1)	Caractéristiques (2)	Description du chargement de combustible (3)	Réflecteur (4)
NCSC, pile du Collège d'État de la Caroline du Nord (North Carolina State College, Raleigh, N.C., États-Unis)	10 kW 5×10^{11}	14 l de solution UO_2SO_4 dans l'eau ordinaire contenant 790 g d'uranium-235 à 90 pour cent d'enrichissement isotopique. $\rho = 1{,}08$ g/cm³; solution contenue dans un cylindre d'acier inoxydable, épaisseur $^1/_{16}$ de pouce (1,6 mm); hauteur : 11 pouces (0,28 m); diamètre intérieur : 10 $^3/_4$ pouces (273 mm).	Graphite : épaisseur : 20 pouces (50,7 cm), 105 pieds cubes (3 m³), 5,4 tonnes américaines (4,9 t); $\rho = 1{,}65$ g/cm³.
HRE 1, pile homogène expérimentale (Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee, États-Unis)	1 000 kW	Sulfate d'uranyle enrichi (enrichissement supérieur à 90 pour cent) en solution dans l'eau distillée; solution contenue dans une sphère d'acier inoxydable 347, de 18 pouces (457 mm) de diamètre; épaisseur de la paroi $^3/_{16}$ de pouce (4,7 mm). On empêche la solution de bouillir en maintenant une pression de 1 000 psi (48,8 kg/cm²) [dans le dispositif de mise en pression, la solution est chauffée à 545 °F (285 °C)]. Température maximum du combustible : 482 °F (250 °C). Consommation du combustible : 0,002 livres par jour (9 g par jour) à 1 000 kW.	Couche d'eau lourde de 10 pouces (25 cm) d'épaisseur sous pression d'hélium à ± 100 psi (5 kg/cm²) de la pression supportée par la solution active. Température réglée à 350 °F (177 °C).

Tableau 3 *(fin)*

UTILISANT L'EAU ORDINAIRE COMME RALENTISSEUR

EXPÉRIMENTALES HOMOGÈNES

Bouclier de protection (5)	Dimensions totales (6)	Dispositif de réglage (7)	Réfrigérant (8)	Remarques (9)
6 pieds (1,83 m) d'épaisseur de béton contenant du minerai de baryte à forte granulométrie et du minerai de colemanite à granulométrie fine; ρ=3,4 g/cm^3; 4 à 6 pieds (1,22 à 1,83 m) de plomb autour du graphite.	Octogone : diamètre : 17 pieds (5,18 m); hauteur 12 pieds (3,65 m).	2 barres de réglage, tubes d'acier inoxydable de poudre de B_4C frittée, de masse spécifique 2,45 g/cm^3 en gaine coulissante. 2 barres de compensation en lames de cadmium de 4 pouces (101 mm) de large à la périphérie de la cuve cylindrique.	Eau ordinaire (eau de ville réfrigérée), courant d'un gallon/mn (3,8 l/mn) à travers chacun des 4 serpentins hélicoïdaux en tubes d'acier inoxydable de $^1/_4$ de pouce (6,3 mm); longueur immergée : 7 pieds (2,13 m).	Température maximum de la solution active : 80 °C (1953)
Le réflecteur et le cœur sont contenus dans une enceinte extérieure étanche, en acier forgé de 39 pouces (0,99 m) de diamètre intérieur avec une paroi épaisse de 3 pouces (76 mm). Mur de béton de 7 pieds (2,13 m) d'épaisseur. (Minerai de sulfate de baryum utilisé comme liant pour porter la densité à 3,5).		La pile est autorégulatrice en raison de la grande valeur négative de son coefficient de température (il n'a pas été nécessaire de prévoir des dispositifs mécaniques de sécurité); les mesures de sécurité sont assurées par 2 plaques de sécurité tombant en 10 millisecondes et ayant une action totale, en moins de 200 millisecondes, réduisant la température de la pile de 250 à 243 °C. Vidange du réflecteur possible en moins de 6,5 s; fait tomber la température de fonctionnement à 160 °C. La dilution de la solution demande 15 mm et constitue le procédé normal d'arrêt, de réduction de la puissance fournie, et d'élimination de la solution active.	Circulation de la solution active 100 gallons/mn (380 l/mn). Température de sortie : 482 °F (250 °C). Refroidie à 410 °F (210 °C) dans un échangeur de chaleur ayant la forme d'un tube en U produisant de la chaleur autour de sa coque, avec un débit de 3 000 livres à l'heure (1 360 kg à l'heure) sous une pression 200 psia (14 kg/cm^2). Produit 150 kW d'électricité. Pompe centrifuge à rotor étanche pour la circulation de la solution active. 50 kW environ sont extraits en faisant passer l'eau lourde du réflecteur par le réchauffeur de l'eau d'alimentation du bouilleur.	Production de gaz de ($2H_2 + O_2$) avec un débit de 10 pieds cubes/mn (280 l/mn) (TPN) et 20 cm^3 par jour de produits de fission gazeux. Environ 40 kW sont libérés par combustion dans le pot de recombinaison suivi d'un dispositif de combinaison catalytique; les gaz radioactifs sont absorbés sur des couches de charbon activé. Dispositif de recombinaison catalytique pour l'oxygène et le deutérium gazeux. Radioactivité de la solution active, environ 30 curies/cm^3. La pile a été démontée et remplacée par HRE 2 (1952).

Tableau 4

PILES HÉTÉROGÈNES, A URANIUM ENRICHI, A NEUTRONS THERMIQUES,

Nom de la pile (1)	Caractéristiques (2)	Description du chargement de combustible (3)	Réflecteur (4)
Installation à protection dans la masse. (Représentative du type des «piles-piscines») (Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee, États-Unis)	100 kW 5×10^{11} Flux maximum utilisable en neutrons thermiques : 10^{12}. Flux maximum utilisable en neutrons épithermiques: 3×10^{12}.	Cartouches actives type MTR, 18 plaques convexes ayant chacune 3 pouces (76 mm) de large, 24 pouces (609 mm) de long et 0,06 pouce (1,5 mm) d'épaisseur, assemblées dans une boîte active. Plaques en uranium enrichi (à plus de 90 pour cent d'uranium-235) enfermées entre 2 plaques d'aluminium 2 S plaquées de 72 S. C'est ce dernier qui se corrode d'abord, environ 140 g d'uranium-235 par boîte active. Le rapport Al/H_2O est 0,7 (y compris les éléments de structure en aluminium). Les boîtes actives sont soutenues par une grille d'aluminium de 5 pouces (126 mm) de profondeur. Masse critique : environ 3 kg d'uranium-235 dans le milieu actif de dimensions : en pouces, $12 \times 12 \times 24$; en mm, $304 \times 304 \times 609$. Pour tenir compte d'autres facteurs, y compris les canaux expérimentaux et la consommation : 3,5 kg. Avec un réflecteur de glucine : 2,4 kg d'uranium-235 dans un milieu actif de dimensions : en pouces, $9 \times 12 \times 24$; en mm, $228 \times 304 \times 609$.	10 cm de glucine sur les 4 faces du réseau actif; ou bien eau ordinaire.
MTR, pile pour essais de matériaux (National Reactor Testing Station, Arco, Idaho, États-Unis)	30 MW 4×14^{14} (dans le réflecteur); 1×10^{14}, flux en neutrons rapides .	La cartouche active est une boîte dont les dimensions sont : en pouces, $3 \times 3 \times 24$; en mm, $76 \times 76 \times 609$; et contenant 18 plaques actives courbes, disposées verticalement. Les plaques consistent en un alliage d'uranium-aluminium de 0,5 mm d'épaisseur compris entre 2 couches d'aluminium de 0,5 mm. L'espacement des plaques est 3,0 mm. La quantité d'uranium-235 est passée de 140 g à 200 g par plaque. La disposition du réseau peut être modifiée en un arrangement 3×9, (27 boîtes actives) et un arrangement de 5×9. Au début, environ 4 kg d'uranium-235; le milieu réagissant formé par ces boîtes actives est compris entre 2 grilles et contenu dans une cuve d'aluminium de 54 pouces (1,37 m) de diamètre formant un puits de 30 pieds (9,14 m) de profondeur empli d'H_2O. Le rapport Al/H_2O en volume est 0,73.	*Réflecteur primaire :* Béryllium, hauteur : 3 pieds (0,91 m), diamètre : 54 pouces (1,37 m), à l'intérieur de la piscine. *Réflecteurs secondaires:* Graphite en 2 parties, à l'extérieur de la cuve à eau; volume de galets formé de 700 000 cailloux d'un pouce (25 mm) de diamètre, de dimensions : en pieds, $7\ 1/3 \times 7\ 1/3 \times 9$; en m, $2,23 \times 2,23 \times 2,74$. Cheminée extérieure de graphite de dimensions : en pieds, $12 \times 14 \times 9\ 1/3$; en m, $3,65 \times 4,25 \times 2,85$.
RMF, dispositif de mesure de la réactivité (National Reactor Testing Station, Arco, Idaho, États-Unis)	Puissance nulle	30 boîtes actives type MTR placées dans un des canaux du MTR.	

Tableau 4

UTILISANT L'EAU ORDINAIRE COMME RÉFRIGÉRANT ET RALENTISSEUR

Bouclier de protection (5)	Dimensions totales (6)	Dispositif de réglage (7)	Réfrigérant (8)	Remarques (9)
Au-dessus de la pile, épaisseur d'eau : 16 pieds (4,86 m). Au-dessous de la pile, eau et béton de haute densité.	Dimensions de la cuve : longueur, 40 pieds (12,2 m); largeur, 20 pieds (6,1 m); profondeur, 20 pieds (6,1 m).	2 barres de sécurité au plomb cadmié (chacune d'elles étant équivalente à 3 000 ou 4 000 pcm) et une barre de réglage au plomb cadmié (800 pcm); section des barres : en pouces. $1\ ^1/_4 \times 2\ ^1/_2$; en mm, 31,7 × 63,4; se déplacent à l'intérieur des boîtes actives spéciales; les autres barres utilisées sont 2 barres de sécurité et de compensation au plomb et au bore (mélange de plomb et de boral) et une barre de réglage.	Eau ordinaire. Circulation par convection.	Addition de 50 ppm de Na_2CrO_4 pour empêcher la corrosion de l'aluminium (1950)
Bouclier thermique formé de 2 couches d'acier de 4 pouces (101 mm) d'épaisseur. Béton à la baryte de 9 pieds (2,74 m) d'épaisseur. Eau : 15 pieds (4,57 m) au-dessus du cœur et 5 pieds (1,52 m) au-dessous.	Environ un cube de 34 pieds (10,35 m) de côté	Jusqu'à 8 barres de sécurité et de compensation dont la section supérieure contient de l'acier cadmié et la partie inférieure contient des plaques actives. Barres de compensation au béryllium-cadmium; 2 barres de réglage verticales dans le réflecteur de béryllium.	Eau ordinaire en circuit fermé, refroidi par pulvérisation. 20 000 gallons/mn (75,7 m^3/mn) admis à la partie supérieure à 100 °F (38 °C), quitte à la partie inférieure à 111 °F (44 °C). Environ $^1/_6$ de la chaleur est produit dans le graphite et le bouclier thermique refroidi à l'air; 4 pour cent de la chaleur sont produits dans le réflecteur de béryllium.	Pile utilisée pour l'étude des matériaux exposés au rayonnement intense (1952). Environ 100 g d'uranium-235 équivalent à 1 000 pcm; les plaques actives sont courbées dans le sens de la largeur avec un rayon de 5,5 pouces (140 mm) pour les raidir et déterminer la direction des contraintes thermiques.
				Pile froide, sans empoisonnement, utilisée pour des mesures précises des effets de la réactivité

Tableau 4 *(suite)*

PILES HÉTÉROGÈNES, A URANIUM ENRICHI, A NEUTRONS THERMIQUES,

Nom de la pile (1)	Caractéristiques (2)	Description du chargement de combustible (3)	Réflecteur (4)
LITR, pile d'essai à faible intensité (Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee, États-Unis)	Passée de 500 à 3 000 kW 2×10^{13}	3,4 kg d'uranium-235. Boîte active type MTR (16 plaques par boîte).	Empilement peu serré de blocs de béryllium; épaisseur minimum de 8 pouces (203 mm).
RFT, pile atomique expérimentale (U.R.S.S.)	300 kW 2×10^{12}	Milieu actif ayant approximativement la forme d'un cylindre; diamètre : 40 cm; hauteur : 50 cm. Le milieu actif se compose de 32 groupes de 24 pièces contenant 16 cartouches (les groupes restants étant destinés aux barres de réglage). Cartouches cylindriques, diamètre extérieur : 9 mm, hauteur : 50 cm. Réseau carré de 18 mm de pas. Les cartouches contiennent de l'uranium-235 (enrichissement : 10 pour cent); 3,5 kg d'uranium-235 dans le milieu actif. Utilise l'eau ordinaire comme ralentisseur, réflecteur et réfrigérant. Milieu actif dans une cuve d'aluminium remplie d'eau de 500 mm de diamètre. Cartouches actives fixées à la partie supérieure et inférieure dans des grilles de centrage. Utilisation d'aluminium et d'alliages d'aluminium comme matériaux de structure du milieu actif et pour le gainage des cartouches.	Eau
RPT, pile pour recherches physiques et techniques (U.R.S.S.)	10 MW	Le centre du cœur se compose de 37 canaux cylindriques, diamètre : 54 mm, espacement : 14 cm, passant au travers de couches de graphite. Cœur, diamètre : 1 m, hauteur : 1 m. Tubes d'alliage d'aluminium contenant des cartouches actives qui sont introduites dans les canaux. Les cartouches sont des cylindres creux contenant de l'uranium enrichi, couvertes d'un revêtement d'aluminium. Nervures d'espacement sur les capsules terminales d'aluminium et sur la ceinture d'aluminium de la partie centrale. Le graphite et l'eau jouent tous deux le rôle de ralentisseur.	Le cœur et le réflecteur de graphite remplissent un cylindre de 240 cm de haut, 260 cm de diamètre; sur les côtés, 80 cm de graphite; sur le fond, 60 cm. Masse spécifique du graphite : $\rho = 1{,}8$ g/cm^3. Longueur de diffusion pour les neutrons thermiques de l'ordre de 52 cm.
APS, centrale d'énergie atomique (U.R.S.S.)	Puissance calorifique : 30 MW; puissance électrique: 5 MW.	Uranium enrichi (5 pour cent d'uranium-235); utilise le graphite et l'eau comme ralentisseur. 128 canaux de chargement traversant la partie centrale d'un	Graphite enfermé dans des chemises d'acier hermétiques. On a ménagé un certain jeu

Tableau 4 *(suite)*

UTILISANT L'EAU ORDINAIRE COMME RÉFRIGÉRANT ET RALENTISSEUR

Bouclier de protection (5)	Dimensions totales (6)	Dispositif de réglage (7)	Réfrigérant (8)	Remarques (9)
Blocs de béton non cimentés, excepté pour la couche extérieure d'un pied (0,30 m); épaisseur minimum : 10 $^1/_2$ pieds (3,20 m).		3 barres de sécurité et compensation, comportant une partie en cadmium et une partie en combustible	Circuit fermé d'eau ordinaire avec échangeur de chaleur eau-air servant à dissiper la chaleur; filtre de cellulose utilisé pour éliminer les boues; tuyauterie en aluminium et acier au carbone. pH maintenu entre 5,5 et 6,5; circuit de dérivation vers le déminéralisateur.	Installation qui a servi de réplique à MTR, transformée en une pile d'enseignement et de recherches (1950)
Utilisation de la fonte et de l'eau comme protection		3 barres de sécurité en carbure de bore. 1 barre d'acier.	Circulation d'eau de 240 m³/h dans le cœur; entre à 30 °C; augmentation de température de 1 °C; température maximum à la surface des éléments actifs : 70 °C.	Une génératrice nucléaire à neutrons thermiques de 2 MW, destinée à la recherche, a été étudiée avec 52 groupes de cartouches : cartouches de 10 mm de diamètre extérieur; chargement : 4,5 kg d'uranium-235; circulation d'eau : 900 m³/h; 8 barres de carbure de bore (3 de sécurité, 5 de compensation), 1 barre de réglage en acier.
Protection latérale : Couche de fer sur bâti, 2,5 cm d'épaisseur; 320 cm de béton; ρ = 2,4 g/cm³. *Sur le dessus :* 150 cm de graphite, 40 cm de plomb, dalles de fer de 20 cm d'épaisseur.		2 barres de réglage automatique, 3 barres de réglage à main, 3 barres de carbure de bore à déplacement lent automatique, 2 dispositifs de barres de sécurité	De l'eau distillée entre dans l'espace compris entre le barreau de combustible et le canal, et sort par le conduit intérieur des cartouches; circule en circuit fermé; 20 à 30 °C à l'admission, 65 à 70 °C à la sortie. Les débits d'entrée sont mesurés séparément dans les canaux, 6 m³/h par canal.	Utilisation de l'hélium pour transfert de chaleur dans le graphite et pour sécher le graphite en cas de fuite de l'eau. Valeur calculée de k avec et sans eau : 1,59 ± 0,03 (1952). Réplique de APS.
Bouclier latéral d'une épaisseur de 100 cm d'eau. Mur de		18 barres à carbure de bore	Eau distillée (pression : 100 atmosphères) descendant par pompage dans les tubes, et	Taux de combustion de l'uranium-235 : environ 15 à 20 pour cent (1954)

Tableau 4 *(fin)*

PILES HÉTÉROGÈNES, A URANIUM ENRICHI, A NEUTRONS THERMIQUES,

Nom de la pile (1)	Caractéristiques (2)	Description du chargement de combustible (3)	Réflecteur (4)
APS *(suite)*	5×10^{13}	empilement de graphite, formant un cœur de 150 cm de diamètre et 170 cm de hauteur. Canaux de chargement en acier à paroi mince et cartouches combustibles creuses placées dans le canal (voir RPT). Divergence obtenue avec 60 barreaux d'uranium. Chargement total d'uranium : 560 kg.	dans l'empilement de graphite, et les chemises sont emplies d'hélium et d'azote. Température maximum du graphite : 650 à 700 °C.
Pile de l'exposition de Genève (Genève, Suisse)	10 à 100 kW (puissance nominale) 10^{11} (au centre)	Pile type « piscine ». Environ 4,5 kg d'uranium-235 enrichi à 20 pour cent. 23 boîtes actives, type MTR, comportant chacune 18 plaques. Rapport Al/H_2O en volume : 0,65. Dimensions du réseau actif : en pouces : 15 × 15 × 24; en mm : 380 × 380 × 609.	Eau ordinaire
STR, pile à neutrons thermiques pour sous-marin (STR-Mark I, prototype, National Reactor Testing Station, Arco, Idaho, États-Unis; STR-Mark II, *Nautilus* de la Marine des États-Unis)			
TTR, pile d'essais à neutrons thermiques et à basse puissance (Knolls Atomic Power Laboratory, Schenectady, N. Y., États-Unis)	100 W (une version améliorée permettra d'atteindre 10 kW) $3,4 \times 10^9$	20 barres de combustible, diamètre : 2 pouces (50,8 mm), longueur : 24 pouces (609 mm), contenant des pastilles en alliage uranium-aluminium avec des cales de séparation en polyéthylène enfilées sur des tiges de $^3/_{16}$ de pouce (4,7 mm) de diamètre. Ces pastilles baignent dans une huile légère, à base de paraffine, contenue dans le barreau. Barres disposées en un cylindre, placées dans une cuve d'aluminium de 12 pouces (304 mm) de diamètre intérieur et de 18 pouces (457 mm) de diamètre extérieur. La cuve est remplie d'eau; 2,7 kg d'uranium-235 nécessaires pour la divergence; 0,1 kg de plus fournit environ 600 pcm d'excédent de réactivité.	Ceinture cylindrique de graphite de 30 pouces (762 mm) (eau-hydrocarbure)

Tableau 4 *(fin)*

UTILISANT L'EAU ORDINAIRE COMME RÉFRIGÉRANT ET RALENTISSEUR

Bouclier de protection (5)	Dimensions totales (6)	Dispositif de réglage (7)	Réfrigérant (8)	Remarques (9)
béton épais de 300 cm.			en remontant circule sur la surface des cartouches d'uranium. Circulation à circuit fermé, avec système de recombinaison. Enregistrement dans chaque canal avec débit et température. Température d'admission : 190 °C. Température de sortie de 260 à 270 °C. Transfert de chaleur pour production de vapeur à 255-260 °C sous 12,5 atmosphères. Installation de refroidissement séparée pour le graphite.	
Eau ordinaire et protection par le sol	Dimensions de la piscine : diamètre : 10 pieds (3,04 m); profondeur : 21 pieds (6,44 m); 13 000 gallons (49,2 m^3) d'eau déminéralisée.	3 barres de sécurité de réglage, carbure de bore, chacune d'environ 2 000 pcm	Eau ordinaire. Convection naturelle.	Construite par les États-Unis pour la Conférence internationale sur l'utilisation de l'énergie atomique à des fins pacifiques (1955)
			Eau ordinaire	Première pile transportable du monde. Première utilisation importante du zirconium (1953).
Pile logée dans une salle comportant des murs de béton de 6 pieds (1,83 m) d'épaisseur	Cube d'environ 5 pieds (1,52 m) de côté	Réglage grossier : 6 lamelles en cadmium plaqué de fer, de 4 pouces (101 mm) de large et de 18 pouces (457 mm) de long, à la périphérie de la cuve. Réglage fin : 2 barres de cadmium de 18 pouces (457 mm) de long et $^1/_2$ pouce (12,7 mm) de diamètre, se déplaçant entre les barreaux actifs. Sécurité : 4 barres de cadmium de $^1/_2$ pouce (12,7 mm) de diamètre.	Pour la pile de 10 kW, eau désionisée circulant dans le réseau	La colonne thermique intérieure est un cylindre de graphite de 12 pouces (304 mm) de diamètre et de 18 pouces (457 mm) de hauteur, canal expérimental au centre de la colonne. Plusieurs piles de ce type ont été construites [16 barres actives; pastilles de 3 pouces (76 mm) de diamètre en alliage aluminium contenant de l'uranium-235, enrichissement 90 pour cent, enrobé dans de l'aluminium 2 S; 4 lames de sécurité en cadmium, 4 barres de sécurité en cadmium, 3 barres de réglage et source de neutrons].

Tableau 5

PILES A NEUTRONS RAPIDES, ET PILES

Nom de la pile (1)	Caractéristiques (2)	Description du chargement de combustible (3)	Réflecteur (4)
Clémentine, pile à neutrons rapides de Los Alamos (Los Alamos, New Mexico, États-Unis)	25 kW 10^{13} (flux en neutrons rapides)	Barres de plutonium pur, gainées d'acier, en un réseau de 6 pouces (152 mm), contenues dans une cuve d'acier doux de 6 pouces de diamètre. Barres d'uranium naturel gainées, intercalées parmi les barres actives.	Autour de la cuve active, réflecteur de 6 pouces (152 mm) d'épaisseur, en uranium naturel construit avec des blocs plaqués argent, 6 pouces (152 mm) d'épaisseur d'acier, suivis par 4 pouces (101 mm) de plomb et formant un cube de 38 pouces (965 mm) de côté.
EBR 1, pile expérimentale autorégénératrice (National Reactor Testing Station, Arco, Idaho, États-Unis)	1 400 kW flux en neutrons rapides au centre du cœur $1{,}1 \times 10^{14}$	Disposition compacte des barres actives. Chacune d'elles contient une partie centrale en uranium-235 avec des parties supérieures et inférieures en uranium naturel servant de couches de récupération. Lingots actifs (2 par barre), enrichis en uranium-235 à 90 pour cent; longueur, $4\ ^1/_4$ pouces (108 mm); diamètre, 0,384 pouce (9,7 mm); gainés d'acier inoxydable. Révision pour 217 barres (les barres ne contenant pas d'uranium-235 sont chargées d'uranium). Divergence obtenue pour 48,2 kg d'uranium-235. Le chargement en comporte 52 kg. Cuve à double paroi à matelas de gaz utilisé pour l'isolement et la détection des fuites.	Couches de récupération en uranium naturel en 2 parties. La 1re partie comprend une disposition extrêmement compacte de barres, diamètre $^{15}/_{16}$ de pouce (23,8 mm), longueur $20\ ^1/_4$ pouces (514 mm), gainées en acier inoxydable d'épaisseur 0,020 pouce (0,5 mm). Le cœur et la couche de récupération intérieure sont contenus dans une cuve d'acier inoxydable de $15\ ^7/_8$ pouces (403 mm) de diamètre. La couche de récupération extérieure se compose de briques en forme de voussoir, formant un cylindre autour des côtés et du fond de la cuve de la pile. Ces briques sont en uranium naturel gainées d'acier inoxydable de 0,02 pouce (0,5 mm) d'épaisseur. La couche de récupération extérieure et le bouclier sont placés sur un monte-charge hydraulique. Épaisseur de 18 pouces (457 mm) de graphite pour le réflecteur.
SIR, pile à neutrons intermédiaires pour sous-marin (SIR-Mark A, prototype, West Milton, N. Y., États-Unis; SIR-Mark B pour le sous-marin *Sea Wolf*, de la Marine des États-			

Tableau 5

A NEUTRONS INTERMÉDIAIRES

Bouclier de protection (5)	Dimensions totales (6)	Dispositif de réglage (7)	Réfrigérant (8)	Remarques (9)
Couches alternées de fer et de masonite de 3 pouces (76 mm) d'épaisseur, et, vers l'extérieur, fer et matière plastique imprégnés de bore. Épaisseur totale de 30 pouces (762 mm) sur 3 faces. Béton lourd de 18 pouces (457 mm) d'épaisseur.	En pieds : 11 × 15 × 9; en m : 3,35 × 4,57 × 2,74.	2 barres de sécurité et 2 barres de réglage dans le réflecteur en uranium naturel. Uranium naturel dans la partie basse et bore-10 dans la partie supérieure, équivalente à 400 pcm. Le bloc de sécurité (grande section du réflecteur) produit en tombant une variation de réactivité de 1 300 pcm.	Mercure; eau utilisée pour extraire la chaleur du réflecteur en uranium.	1re pile du monde fonctionnant en neutrons rapides (1946) démontée en 1954, en raison des défauts des barreaux actifs
Protection contre les neutrons thermiques de 6 pouces (152 mm) de fer (refroidi à l'air). Épaisseur de 9 pieds (2,74 m) de béton ordinaire.		12 barres de réglage en uranium naturel dans la couche de récupération extérieure. 8 pour la sécurité (200 pcm), 4 pour le réglage (100 pcm). Un bloc de fond de sécurité (70 pcm). Déplacement de la couche de récupération de 4 1/4 pouces (108 mm) (890 pcm). Retrait complet de la couche de récupération extérieure (8 900 pcm).	292 gallons/mn (1 100 l/mn) d'alliage sodium-potassium. Augmentation de température : 88 °C. Température intérieure : 228 °C. Circulation vers le haut dans le cœur, vers le bas dans la 1re couche de récupération. Couche de récupération extérieure refroidie à l'air, 6 000 pieds cubes à l'heure (170 m³/h) maintenant les briques à 200 °C. Production de chaleur : dans le cœur, 72 pour cent; couche de récupération intérieure, 14 pour cent; couche de récupération extérieure, 14 pour cent. Le réfrigérant ajoute une réactivité à 2 kg d'uranium-235.	1re production du monde d'énergie électrique fournie par énergie atomique (1951). Production : 200 kW. Taux de conversion déterminé par 2 méthodes aux valeurs 1,00 ± 0,04 et 1,01 ± 0,05. Le second cœur en uranium va être remplacé par un cœur en plutonium. (Le 1er cœur a produit une énergie calorifique supérieure à 3×10^6 kW.) Les gaz de fission sont collectés dans la partie supérieure au-dessus des barres actives.
				Sodium liquide. Pile prototype enfermée dans une sphère d'acier de 225 pieds (68,6 m) de diamètre, d'épaisseur 1 pouce (25 mm); étanche au gaz.

Tableau 5 *(fin)*

PILES A NEUTRONS RAPIDES, ET PILES

Nom de la pile (1)	Caractéristiques (2)	Description du chargement de combustible (3)	Réflecteur (4)
Unis) Zephyr, pile à neutrons rapides d'énergie nulle (Harwell, Angleterre)	4 W	Cœur cylindrique de hauteur égale au diamètre, de l'ordre de 15 cm. Formé d'uranium naturel et de plutonium.	Uranium

Tableau 5 *(fin)*

A NEUTRONS INTERMÉDIAIRES

Bouclier de protection (5)	Dimensions totales (6)	Dispositif de réglage (7)	Réfrigérant (8)	Remarques (9)
Pas de protection, mais la pile est enfermée dans une petite salle en béton		Les barres de réglage et sécurité sont des barres d'uranium se déplaçant verticalement dans des canaux situés autour du cœur. Un bloc de sécurité en uranium peut être éjecté.	Sans	1954

Tableau 6

PROGRAMMES DE CONSTRUCTION DE PILES

Argentine

Projet de pile alimentée à l'uranium naturel, à ralentisseur en glucine, utilisant l'eau lourde comme réfrigérant; d'après le modèle Daniel de l'avant-projet d'Oak Ridge; pour la production de 17 000 kW.

Belgique

En construction : pile hétérogène, alimentée à l'uranium naturel, à ralentisseur en graphite; barres actives gainées d'aluminium, fabriquées aux États-Unis; pas du réseau : 18 cm; réfrigérant : air; puissance calorifique : 3,5 MW.

Canada

NRU (première pile canadienne)

Doit fonctionner en 1956; pile plutonigène, destinée aussi aux essais sur les éléments constitutifs d'une génératrice nucléaire prototype.

Italie

Une pile du type CP 5 doit être construite dans la vallée du Pô.

Pays-Bas

Pile du type « à suspension »

Une pile à suspension d'oxyde d'uranium dans l'eau lourde ou oxyde d'uranium fluidisé est à l'étude.

Royaume-Uni

Piles de Calder Hall (première génératrice nucléaire du Royaume-Uni d'intérêt commercial)

Puissance électrique prévue : $>$ 50 MW.

Alimentée à l'uranium naturel, à ralentisseur en graphite, utilisant comme réfrigérant CO_2 sous pression; chaleur transmise, dans des tours de 70 pieds (21,34 m) de hauteur et 18 pieds (5,48 m) de diamètre, à un circuit fermé de vapeur à deux pressions; pile contenue dans une enceinte étanche de 40 pieds (12,19 m) de diamètre, de 60 pieds (18,29 m) de hauteur, de plusieurs pouces d'épaisseur.

Pile de Dounreay (première pile autorégénératrice du Royaume-Uni)

Doit être construite à Dounreay dans le nord de l'Écosse; pile logée dans une sphère d'acier de 135 pieds (41,148 m) de diamètre; doit donner 60 MW (puissance calorifique); dimensions du cœur : diamètre 2 pieds (0,60 m), longueur 2 pieds (0,60 m); réfrigérant : sodium; bouclier de protection contre neutrons : 4 pieds (1,22 m) d'épaisseur de graphite contenant du bore.

Dimple, pile à basse énergie, utilisant le deutérium comme ralentisseur (Harwell, Angleterre)

Première pile à eau lourde du Royaume-Uni (1954)

E 443 (pile à eau lourde, à puissance plus élevée) (Harwell, Angleterre)

Conçue pour extraire 10 MW du cœur et 1 MW des canaux expérimentaux. Flux en neutrons thermiques, 10^{14}. Le cœur peut contenir jusqu'à 2,5 kg d'uranium-235, sous forme de plaques d'alliage uranium-aluminium disposées dans des boîtes, en forme de cylindre de 60 cm de long, diamètre de l'ordre de 86 cm. Cœur placé au centre d'une cuve d'aluminium de 2 m de diamètre, et 2 m de haut. Circulation forcée d'eau lourde, vers le haut. Réflecteur en graphite, extérieur à la cuve d'aluminium, de 60 cm d'épaisseur sur les côtés et le fond, contenu lui-même dans une cuve d'acier, à atmosphère d'hélium. Bouclier biologique en béton.

États-Unis d'Amérique

Piles à eau bouillante

Borax I : A fonctionné avec succès à la National Reactor Testing Station, avec de très grandes variations de puissance, mais fut détruite en 1954, lors d'un test « d'emballement » simulé, avec une puissance s'élevant jusqu'à 10^6 kW en 0,1 s. Cœur du type MTR, dans une cuve de 4 pieds (1,22 m) de diamètre, 13 pieds (3,96 m) de hauteur. Cuve remplie d'eau jusqu'à 3 à 4 $^1/_2$ pieds (0,91 m à 1,37 m) du sommet.

Borax II : Fonctionnant à 6 000 kW (puissance calorifique) sous 300 livres par pouce carré (15 kg/cm^2) (plaques actives groupées par dix).

EBWR, pile expérimentale à eau bouillante (Argonne National Laboratory)

Programme prévu pour que le fonctionnement commence en 1956, avec une production d'électricité de 5 000 kW et 20 MW de puissance calorifique. Eau ordinaire comme réfrigérant et ralentisseur.

Pile et centrale électrique proprement dite, logées dans une enceinte d'acier, étanche aux gaz de 400 000 pieds cubes (11 326 m^3) de volume. Les cartouches de combustible sont pour la plupart en uranium naturel; quelques-unes seulement, nécessaires pour atteindre la divergence, sont en uranium enrichi.

SRE, pile expérimentale à sodium (Santa Susana, Californie)

Doit produire 20 MW (puissance calorifique). Réfrigérant : sodium. Ralentisseur : graphite. Uranium enrichi à 2,8 pour cent d'uranium-235, cartouches d'uranium de 6 pouces (152,4 mm) de long, 0,750 pouce (19,05 mm) de diamètre, empilées dans des tubes en acier inoxydable de 6 pieds (1,83 m) de long, 0,010 pouce (0,25 mm) d'épaisseur; alliage NaK circulant dans une couronne cylindrique de 0,010 pouce (0,25 mm) d'épaisseur. Hélium dans un dôme à gaz, au-dessus des cartouches. Un assemblage de 7 tubes forme l'unité active. Le milieu actif, de 6 pieds (1,83 m) de hauteur, 6 pieds (1,83 m) de diamètre, contient environ 31 assemblages actifs. Des prismes hexagonaux de graphite, de 10 pieds (3,05 m) de long, sont gainés de zirconium. Le cœur de la cuve est en acier inoxydable, de 19 pieds (5,79 m) de profondeur, 11 pieds (3,35 m) de diamètre; un bouclier thermique en acier de 5 $^1/_2$ pouces (139,7 mm) d'épaisseur entoure la cuve; bouclier biologique en béton. Température du réfrigérant : à l'admission 500 °F (260 °C); à la sortie : 960 °F (516 °C). Utilisation d'une réfrigération secondaire au sodium.

Installation de protection montée sur tour (Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee)

Pile qui fonctionne à une altitude de 200 pieds (60,96 m). Utilisée pour des expériences exigeant une diffusion minimum par le sol et les constructions voisines.

EBR 2

Doit produire : puissance calorifique : 62,5 MW; puissance électrique : 15 000 kW.

Sera éventuellement alimentée par un alliage uranium-plutonium avec une couche de récupération d'uranium naturel ou apauvri.

Un montage critique à neutrons rapides, de puissance nulle, se trouve à la Reactor Testing Station, Arco, Idaho, et fournira les données sur la masse critique, le taux de régénération et la distribution en puissance dans le cœur de EBR 2.

HRE 2 (modèle amélioré de HRE 1)

Fonctionnement initial avec couche de récupération d'eau lourde; la solution active serait une solution de sulfate d'uranyle (90 pour cent d'uranium-235 environ) diluée dans l'eau lourde. 9,6 g d'uranium-235 par kg d'eau lourde, puissance de 10 MW. Fonctionnera ultérieurement en utilisant, dans le circuit de la couche de récupération, de l'oxyde de thorium en suspension dans l'eau lourde, et l'uranium-233 sera substitué à l'uranium-235.

Caractéristiques du projet : température de la solution active, 256 °C à l'admission, 300 °C à la sortie; débit du combustible évalué à 400 gallons par minute (1 514 l/mn); réglage par variation de la concentration de la solution; coefficient négatif de température (2×10^{-3} par °C); cœur : diamètre intérieur : 32 pouces (812,8 mm), 2 000 livres par pouce carré, pression absolue (141 kg/cm^2); couche de récupération, 14 pouces (355,6 mm); diamètre intérieur : 60 pouces (1 524 mm), 2 000 livres par pouce carré, pression absolue (141 kg/cm^2); épaisseur de paroi, 4,4 pouces (111,76 mm); cœur en Zircaloy-2; tuyauterie, acier inoxydable 347.

PWR, pile à eau sous pression (Shippingport, Pennsylvania)

Doit produire environ : puissance calorifique : 230 MW; puissance électrique : 60 MW (centrale électronucléaire de grandeur industrielle).

Eau lourde comme réfrigérant et ralentisseur; uranium enrichi en plaques gainées et uranium naturel dans des tubes. Plaques d'alliage zirconium-uranium gainées de Zircaloy-2, de 0,080 pouce (2,03 mm) d'épaisseur; 0,080 pouce (2,03 mm) pour circulation de l'eau de refroidissement; pastilles de UO_2 en tubes de Zircaloy-2 d'environ 10 pouces (254 mm) de longueur, 0,413 pouce (10,49 mm) de diamètre extérieur, [0,028 pouce (0,811 mm) d'épaisseur]; 100 tubes sont assemblés en une gerbe, 7 gerbes sont réunies en une meule de 6 pieds (1,83 m) de hauteur totale. Le cœur de la pile est un cylindre droit de 6 pieds (1,83 m) de diamètre, 6 pieds (1,83 m) de hauteur, contenant des assemblages de « germe » très enrichi, et une couche de récupération en uranium naturel. Les assemblages de « germe » forment des plaques, et les assemblages de couches de récupération contiennent les gerbes de tubes. 52 kg d'uranium-235 enrichi, dans les assemblages fertilisants, et 12 tonnes américaines (10,877 t) d'oxyde d'uranium dans la couche de récupération. La cuve a 33 pieds (10,06 m) de hauteur, 9 pieds (2,74 m) de diamètre, 8 $^1/_2$ pouces (216 mm) d'épaisseur, 2 000 livres par pouce carré, pression absolue (141 kg/cm^2). Débit de l'eau : 45 000 gpm (170 m^3/mn); température à l'admission : 508 °F (265 °C), à la sortie : 542 °F (283 °C); production de vapeur saturée à 42 kg/cm^2; 24 barres de réglage au hafnium.

WTR, pile d'essais à la Westinghouse

Doit fonctionner à 10 MW. Doit servir aux essais de matériaux et d'éléments constitutifs de piles.

HPPR, pile de recherche à haut flux (Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge)

De type MTR. Puissance prévue : 10 MW.

HPRE, génératrice nucléaire, homogène, expérimentale (Los Alamos, New Mexico)

2 000 kW; utilise une solution active dans l'acide phosphorique.

LMFR, pile alimentée avec du métal liquide (Brookhaven National Laboratory)

Étude en cours des possibilités de construction, en vue de la mise au point de systèmes de piles utilisant une solution ou une dispersion d'uranium-233, dans du bismuth fondu.

Piles-piscines, piles-chaudières, piles du type CP 5

Plus de huit piles de ces types sont à l'étude pour les laboratoires nationaux, les universités et des groupes industriels. Plus de 25 universités envisagent d'utiliser des piles pour leurs programmes d'enseignement de génie atomique.

Savannah River Reactors

5 piles à eau lourde.

OWR, pile d'Omega West (Los Alamos, New Mexico)

De type MTR, de 1 000 à 4 000 kW.

Turquie

Les États-Unis envisagent de prêter à la Turquie 6 kg d'uranium-235 à 20 pour cent d'enrichissement.

Tableau 7

PROJETS DE CONSTRUCTION DE PILES PRODUCTRICES D'ÉNERGIE

France

Plan quinquennal français

Deux piles plutonigènes, Marcoule, France

G 1 : Semblable à la pile de Brookhaven; contient 100 tonnes d'uranium naturel, des cartouches de combustible de 26 mm de diamètre, 100 mm de long, gainées dans du magnésium, 1 200 tonnes de graphite. Utilise l'air à la pression atmosphérique comme réfrigérant. En construction. Fournira en 1956 environ 40 MW de puissance calorifique et 5 MW de puissance électrique.

G 2 : Ralentisseur : graphite; 100 tonnes d'uranium naturel, cartouches de combustible de 26 mm de diamètre, 300 mm de long, gainées de magnésium. CO_2 en circuit fermé sous pression, comme réfrigérant. En construction. Produira une puissance calorifique de 100 à 150 MW, et une puissance électrique de 30 MW.

Royaume-Uni

Plan décennal du Royaume-Uni

Type de pile	*Nombre*	*Production électrique en MW*	*Date d'achèvement prévue*
Réfrigérant gazeux, type Calder Hall . . .	4	400 à 800	1960-1
Réfrigérant gazeux amélioré	4		1963
Génératrice nucléaire plus puissante . . .	4	1 000	1963-4
Pile utilisant un métal liquide comme réfrigérant	4		1965
Production d'énergie et de plutonium . . .	6	En supplément du programme précédent	

États-Unis d'Amérique

Projets	*Production de chaleur en MW*	*Production d'énergie électrique en MW*	*Date d'achèvement prévue*	*Notes*
Programme de AEC :				
PWR : pile à eau sous pression .	230	60	1957	Voir tableau 6
EBWR : pile expérimentale à eau bouillante	20	5	1956	»
Pile à sodium et graphite . . .	20	7,5	1955	»
HRE 2 : pile expérimentale homogène	10	2	1956	»
HBR 2 : pile expérimentale autorégénératrice	62,5	15	1958	»
Programme de l'industrie privée :				
Yankee Atomic Electric Co. . .	500	100	1957	Eau sous pression comme ralentisseur et réfrigérant
Nuclear Power Group	692	180	1960	Type à eau bouillante
Atomic Power Devel Assoc., Inc.	300	100	1960	Autorégénératrice à neutrons rapides
Consumer Public Power District of Nebraska	250	75	1959	Pile à sodium et graphite
Consolidated Edison	500	236 (140 MW fournis par la pile, 96 MW fournis par le surchauffeur à mazout)	1959	Eau sous pression, pile convertisseuse à uranium - thorium

Piles transportables :

Sous-marins : Voir STR, SIR, SAR (Pile prototype pour sous-marin).

Bâteaux : LSR (Pile pour bâtiments de haute mer, du type à eau sous pression).

Avions : ARE (Pile expérimentale pour avion), prototype à basse puissance, productrice d'énergie à haute température.

(APPR : Génératrice nucléaire de poche de l'Armée, du type à eau sous pression, pour production de 2 MW de puissance électrique).

AUTRES PROGRAMMES DE CONSTRUCTIONS

Australie

Étude du projet d'une génératrice nucléaire de 10 MW.

Canada

Atomic Energy of Canada, Ltd., et Hydro-Electric Power Commission of Ontario prévoient la construction d'un prototype de génératrice nucléaire à eau lourde et uranium naturel; fonctionnement en 1958.

Pays-Bas, Norvège

Programme hollando-norvégien. Prévoit la construction aux Pays-Bas d'un prototype de moteur nucléaire pour la marine, à eau lourde sous pression.

Suède

Projets de construction :

— D'une pile de 20 MW, dans le sud de Stockholm, pour 1959;

— D'une pile de 100 MW, dans l'ouest de la province de Bohuslan, pour 1965.

Suisse

Pile expérimentale à eau lourde, de 10 MW de puissance électrique; sera construite à Würenlingen (Argovie).

U.R.S.S.

Pile ayant une production électrique de 5 MW. En construction, deuxième pile prévue pour produire 100 MW d'électricité.

Pile homogène à eau bouillante, productrice d'énergie.

L'UTILISATION DE L'ÉNERGIE ATOMIQUE A DES FINS PACIFIQUES

ACTES DE LA CONFÉRENCE INTERNATIONALE DE GENÈVE, AOÛT 1955

On trouvera ci-après la liste complète des seize volumes de la collection, avec l'indication des principales questions traitées dans chacun des volumes.

Volume I

Besoin du monde en énergie et rôle de l'énergie nucléaire

Les besoins du monde en énergie
Investissements nécessaires dans le domaine de l'énergie nucléaire
Le rôle du thorium
Le rôle de l'énergie électronucléaire dans les cinquante prochaines années
Instruction et formation du personnel en matière d'énergie nucléaire
Etude économique de la production d'énergie électronucléaire

Volume II

Physique et piles de recherche

Questions préliminaires de physique nucléaire
Physique de la fission
Piles de recherche
Description de piles de recherche

Volume III

Génératrices nucléaires

Cycles de combustion
Centrales électronucléaires : résultats acquis
Projets de génératrices nucléaires
Prototypes de génératrices nucléaires

Volume IV

Principales sections efficaces servant à l'étude des piles

Appareils et méthodes utilisés pour la mesure des sections efficaces
Sections efficaces des matières non fissiles; neutrons retardés
Sections efficaces des matières fissiles
Propriétés des matières fissiles

Volume V

Physique des piles

Mesures globales
Intégrales de résonance
Empoisonnement par les produits de fission
Réactivité des solutions
Expériences exponentielles et piles d'énergie nulle
Piles d'énergie nulle à neutrons rapides; cinétique des piles
Théorie des piles

Volume VI

Géologie de l'uranium et du thorium

Réserves naturelles d'uranium et de thorium
Prospection de l'uranium et du thorium

Volume VII

Chimie nucléaire et effets des rayonnements

Le mécanisme de la fission
Installations pour la manutention des matières fortement radioactives
Chimie des produits de fission
Chimie des éléments lourds
Effets des rayonnements sur les matériaux constitutifs des piles
Effets des rayonnements sur les liquides
Effets des rayonnements sur les solides

Volume VIII

Matériaux : Problèmes et techniques de préparation

Traitement des minerais et des concentrés d'uranium et de thorium
Préparation de l'uranium et du thorium sous forme métallique
Méthodes d'analyse utilisées dans la préparation des matières premières
Techniques de préparation des matériaux spéciaux

Volume IX

Matériaux : Essai et traitement chimique

Problèmes de l'évacuation des déchets
Métallurgie du thorium, de l'uranium et de leurs alliages
Fabrication des cartouches actives
Technologie des métaux liquides
Problèmes de chimie concernant les piles atomiques
Traitement chimique des cartouches actives irradiées
Traitement et évacuation des déchets
Séparation et stockage des produits de fission

Volume X

Les isotopes radioactifs et les rayonnements nucléaires en médecine

Les radioisotopes en médecine et en biologie
Thérapeutique
Diagnostic et études cliniques

Volume XI

Effets biologiques des rayonnements

Nature des lésions par irradiation et dangers des rayonnements
Mécanisme de l'action biologique des rayonnements
Protection et restauration
Effets génétiques
Conséquences pour l'homme

Volume XII

Les isotopes radioactifs et les rayonnements ionisants en agriculture, en physiologie et en biochimie

Les radioisotopes en agriculture
Mutations provoquées par irradiation et amélioration des espèces végétales
Les traceurs radioactifs dans la recherche agricole
Physiologie animale
Biochimie végétale
Biochimie générale

Volume XIII

Problèmes juridiques, administratifs et sanitaires. Normes de sécurité

Problèmes juridiques et administratifs
Sécurité des piles et implantation des génératrices nucléaires
Normes de sécurité et problèmes d'hygiène que pose un emploi industriel de l'énergie atomique

Volume XIV

Les isotopes radioactifs : Problèmes généraux et dosimétrie

Les radioisotopes dans la science et l'industrie
Applications générales, préparation et manutention des isotopes radioactifs
Dosimétrie

Volume XV

Les isotopes radioactifs et les produits de fission dans la recherche et l'industrie

Les isotopes radioactifs dans la recherche
Les isotopes radioactifs dans le contrôle et la recherche technique
Les produits de fission et leurs applications

Volume XVI

Séances générales, conférences spéciales et répertoire des actes

Séances d'ouverture et de clôture
Conférences spéciales du soir
Listes des membres du Bureau, des délégations et du Secrétariat de la Conférence
Règlement intérieur de la Conférence
Liste numérique des mémoires
Index des noms d'auteurs