

RAPPORTS C. E. A.

n^{os} 140, 142, 143, 144, 145, 146, 147 et 148

COMMISSARIAT
A L'ÉNERGIE ATOMIQUE
BIBLIOTHÈQUE

JUILLET 1952

COMMISSARIAT A L'ÉNERGIE ATOMIQUE

Service de Documentation
Laboratoires du Fort de Châtillon
Fontenay-aux-Roses

33

TABLE DES MATIÈRES

- Rapport C. E. A. n° 140 HERING H., PERIO P.
Sur les équilibres des oxydes d'uranium entre
 UO_2 et U_3O_8 .
Bull. Soc. chim. Fr. 1952, 19, p. 351.
- Rapport C. E. A. n° 142 WEILL J., ROGOZINSKY A., RASTOIX G.,
JANOT P.
Stylo-électromètre, dosimètre de poche.
J. Radiol. Electrol. 1952, 33, 1-2, 43-45.
- Rapport C. E. A. n° 143 COPPENS R., VERNONIS G.
Détermination expérimentale du coefficient d'ab-
sorption des rayons α d'un corps de composition
chimique inconnue et recherche de la teneur en
uranium et en thorium d'un corps radioactif par
autoradiographie.
C. R. Acad. Sci. Fr. 1952, 234, p. 1974-1976.
- Rapport C. E. A. n° 144 HERPIN A.
Sur un nouveau type de forces interioniques.
J. Phys. Radium, Fr. 1952, 13, p. 243.
- Rapport C. E. A. n° 145 KOWARSKI L.
Energie nucléaire : des piles de laboratoire aux
piles de puissance.
Technique moderne, 1952, 44, 5, 1-7.
- Rapport C. E. A. n° 146 LEVEQUE P.
Une nouvelle électrode polarographique.
J. Chim. Phys. 1952, 49, 5, 270-272.
- Rapport C. E. A. n° 147 ERTAUD A., ZALESKI P.
Mesure des densités de neutrons par autoradio-
graphie de détecteurs.
C. R. Acad. Sci. Fr. 1952, 234, p. 1969-1971.
- Rapport C. E. A. n° 148 PICHAT L., AUDINOT M.
Microsynthèses pour l'emploi de carbone 13 ou de
carbone 14. — III. Essai de préparation de
formaldéhyde par décomposition du triphé-
nyl-1-1-1 éthanol-2.
Bull. Soc. chim. Fr. 1952, 5-6, p. 466.

ÉNERGIE NUCLÉAIRE :**DES PILES DE LABORATOIRE AUX PILES DE PUISSANCE**

Dans le très bel article ci-dessous, M. Kowarski, actuellement chargé au Commissariat à l'Énergie Atomique du « Département des Piles et Accélérateurs », fait le point des progrès scientifiques et industriels réalisés dans le domaine de la production et de l'utilisation de l'énergie atomique, et examine les différentes directions dans lesquelles pourrait être orienté le programme des travaux atomiques à poursuivre en France (1).

Il n'est pas nécessaire de présenter M. Kowarski aux lecteurs de *La Technique Moderne*. Ils ne manqueront pas de se reporter à ses précédents articles parus dans notre Revue, et en particulier à ceux du 15 février 1939 : *Les très hautes tensions et leur application à la transmutation des éléments*, et du 15 février 1947 : *L'énergie atomique. Etat présent et perspectives d'application*.

I. — PILES DE LABORATOIRE

Le développement de la technologie atomique dans les pays sur lesquels on possède des renseignements publiés suffisants laisse discerner une succession d'étapes pour ainsi dire obligatoires : on commence par produire la réaction nucléaire en chaîne dans un milieu d'où la chaleur de réaction ne peut être évacuée qu'avec une efficacité faible (Angleterre, Norvège) ou à peu près nulle (Etats-Unis, Canada, France). On construit ensuite un réacteur pourvu de dispositifs bien étudiés de refroidissement et on obtient un instrument, beaucoup plus puissant que le premier, qui permet d'étudier la réaction en chaîne dans de meilleures conditions, fournit des rayonnements pour les recherches de physique et de chimie nucléaire, et effectue des transmutations dans les substances qu'on y introduit à cet effet. La transition du néant atomique à la possession d'une première pile représente, pour le pays en cause, un progrès décisif dans une branche spécifique de physique nucléaire ; la deuxième demande une collaboration étroite entre le physicien et l'ingénieur.

Désormais l'ingénieur participe à la suite de l'évolution : il apporte des solutions technologiques et il formule de nouveaux besoins, civils ou militaires suivant les cas. La pratique atomique s'affranchit des limitations imposées par l'emploi de l'uranium naturel et pénètre dans le domaine de la fabrication et utilisation des matières fissiles concentrées (U enrichi, plutonium) ; au stade du laboratoire succède le stade de l'usine pilote.

Avec la prochaine mise en service de sa deuxième pile de laboratoire, la France arrivera au pied de la montée qui devra la conduire vers les applications pratiques de l'énergie atomique. Le Gouver-

nement a fait connaître ses intentions de principe à ce sujet, mais les décisions matérielles n'ont pas encore été prises. Nous nous proposons d'exposer dans cet article les différentes considérations techniques dont peut dépendre l'orientation du nouvel effort.

Nous parlerons d'abord des réacteurs expérimentaux, car ils représentent le point de départ de la marche vers les applications. Le « secret » à leur sujet a été levé dans une large proportion et leurs détails ont été décrits dans une abondante littérature. Nous supposons que le lecteur est déjà familier avec les notions scientifiques de base (fission, neutrons d'énergies variées, masse critique, modérateur, formation du plutonium etc) (1) et qu'il est au courant des grandes lignes du développement de l'énergie atomique depuis 1939 (2).

Notion de la valeur d'une pile expérimentale

Il est utile de dégager une notion quantitative qui nous permettra d'établir une comparaison entre deux ou plusieurs piles atomiques au point de vue de leur utilité en tant qu'instruments de recherche. Seules les piles à l'uranium naturel entrent ici en ligne de compte ; l'utilisation des éléments fissiles purs (U 235, plutonium) dans les instruments de laboratoire appartient, en effet, à une étape beaucoup plus avancée de la technologie atomique, et, pour l'instant, n'a dépassé le stade du projet que dans un seul centre américain (Los Alamos).

Nous considérons qu'une pile de laboratoire est avant tout une source de rayonnements utilisés pour les irradiations, ou comme un

(1) Voir, par exemple, L. Kowarski, *La Technique Moderne*, t. XXXIX n°8 3-4 (1^{er}-15 février 1947) p. 34.

(2) Un aperçu historique très complet a été publié récemment par M. Jacques Allier (*Revue Scientifique*, nov. 1951). — Les perspectives mondiales de l'énergie atomique telles qu'elles pouvaient être entrevues en 1950, ont été discutées par L. Kowarski dans « *Economie Appliquée* », 1950, p. 207.

(1) Le présent article reproduit en substance le texte de la conférence donnée par l'auteur au Laboratoire du Fort de Châtillon, le 22 novembre 1951. Il comporte quelques indications qui le mettent à jour.

objet d'expérimentation. Or, un spécimen est irradié d'autant plus efficacement, un dispositif expérimental fournit une indication d'autant plus claire que les neutrons présents à chaque instant dans une région donnée de la pile (ou près de la pile) sont plus nombreux. Cette densité neutronique peut être chiffrée simplement par cm^3 ou par litre.

La densité varie d'un point à un autre de la pile ; elle est maximum au centre. Toutes les piles expérimentales connues comportent des dispositifs pour introduire des spécimens ou des appareils de mesure dans cette région de la plus grande densité. Si, d'une pile donnée, nous voulons tirer une densité centrale aussi élevée que possible, il faut simplement faire marcher la pile à la plus grande puissance qu'elle est capable de supporter — les deux grandeurs sont proportionnelles. Mais deux piles différentes peuvent fournir des densités centrales très différentes tout en marchant à la même puissance. L'une d'elles, par exemple, peut être sensiblement moins volumineuse que l'autre (voir ci-dessous) : ses kilowatts sont engendrés dans un volume plus petit et par conséquent la densité de rayonnement est plus élevée. Or, en une première approximation, toutes les piles expérimentales à l'uranium naturel renferment la même quantité d'uranium par unité de volume. Nous en tirons une règle grossière : *On peut estimer la densité neutronique d'une pile expérimentale, c'est à dire sa valeur en tant qu'instrument de laboratoire, si on connaît la puissance extraite d'une tonne d'uranium présent dans la pile. C'est en kilowatts par tonne qu'il faut mesurer les performances des piles de laboratoire, et non en kilowatts, contrairement aux habitudes qui sont déjà en train de s'enraciner.*

Intérêt des piles à l'eau lourde

L'intérêt pratique de ce changement de point de vue est immédiat. On sait par exemple que les piles à l'uranium naturel et l'eau lourde correspondent à une masse critique considérablement plus faible (environ 10 fois) que les piles uranium-graphite. A égalité de l'efficacité de refroidissement, les « kilowatts par tonne » sont les mêmes dans les deux cas. On peut donc, si l'on dispose d'eau lourde, construire un instrument de laboratoire d'une efficacité voulue tout en usant dix fois moins de métal, et en dissipant dix fois moins de chaleur ; ce fut la voie suivie par la plupart des pays qui ont cherché à réaliser une pile de laboratoire rapidement et à peu de frais (Canada 1945, France 1948, Norvège 1951).

Si l'on songe à pousser le refroidissement, les piles à l'eau lourde présentent un avantage supplémentaire. Toute adjonction d'un dispositif efficace de refroidissement abaisse la réactivité ⁽¹⁾ de la pile ; mais un même abaissement peut signifier la moitié de la marge disponible dans le cas d'une pile à graphite et 10 ou 15 % seulement dans une pile à eau lourde. Ainsi, l'économie en volume et en masse que l'eau lourde permet de réaliser est d'autant plus prononcée que la pile est plus poussée. Il n'est donc pas étonnant que ce soit encore une pile à l'eau lourde (Chalk River, Canada) qui, de toutes les piles à l'uranium naturel, offre la densité neutronique de loin la plus élevée.

La concurrence entre l'eau lourde et le graphite se compliquera peut-être bientôt du fait de l'apparition d'un troisième compétiteur : la glucine, ou oxyde de béryllium. On peut dire que ce modérateur occupe une situation intermédiaire entre le graphite et l'eau lourde. En chiffres ronds et d'ailleurs peu précis (car l'expérience ne semble avoir jamais été tentée) ⁽²⁾, la masse critique serait environ

⁽¹⁾ Nous rappelons que la « réactivité » d'un milieu uranifère (d'habitude dénotée $k-1$) mesure l'excédent de la natalité neutronique au-dessus des besoins de sa reproduction stationnaire. La masse critique est en principe inversement proportionnelle à la puissance $3/2$ de la réactivité.

⁽²⁾ Une étude expérimentale assez poussée des réactions en chaîne dans les milieux U-BeO est inscrite au programme immédiat du Commissariat à l'Énergie Atomique.

trois fois plus petite que dans U-C. L'introduction d'un refroidissement poussé, sans être aussi facile que dans les milieux à eau lourde est tout de même plus facile qu'avec le graphite. Finalement, la glucine, sans être aussi bon marché que le graphite, n'est pas aussi chère que l'eau lourde.

Pour l'instant, les piles à U naturel existantes ou en construction sont soit à D_2O soit au graphite ; leurs caractéristiques sont énumérées dans le tableau I.

TABLEAU I. — PILES DE LABORATOIRE A L'URANIUM NATUREL

Désignation usuelle	Située dans la région de :	Puissance (kW) en marche normale (indications approximatives)	kW/tonne d'U	Refroidissement
PILES AU GRAPHITE				
CP 2 Gleep	Chicago Oxford	qq. kilowatts 100	< 1 3	aucun un peu de ventilation (par air aspiré).
Oak Ridge	Oak Ridge, Tenn.	3 000	60	air, pression voisine de la pr. atmosphérique
Bepo Brookhaven	Oxford New-York	4 000 20 000	100 200 ?	" "
PILES A L'EAU LOURDE				
Zeep	Chalk River, Canada	qq. watts	négligeable	aucun
Zoé	Paris	5	1,5	aucun
Jeep	Oslo	100	50	circulation d'eau lourde
CP 3 Saclay	Chicago Paris	300 1 200	100 400	" gaz comprimé (plusieurs atmosphères)
NRX	Chalk River, Canada	20 000	2 000 à 3 000 ?	Courant d'eau ordinaire le long des barreaux

Remarques :

1° Les données publiées comportent des indications sur la puissance, la densité neutronique et le tonnage d'uranium, parfois indirectes et insuffisantes (d'où les points d'interrogation dans le tableau ci-dessus), parfois surabondantes à tel point qu'on peut y trouver soit des recoupements, soit de légères contradictions. Il ne faut donc pas s'étonner de certains désaccords, peu importants pour une discussion de principe, que l'on puisse constater entre tel chiffre du tableau et telle indication publiée.

2° On voit que la pile de Saclay, dont la mise en marche est prochaine, offrira une densité plutôt supérieure à celle de Brookhaven et dépassera le dixième de l'intensité de la grande pile de Chalk River.

3° Les piles de Hanford ne figurent pas dans ce tableau étant donné leur caractère industriel plus qu'expérimental ; leurs caractéristiques sont, d'ailleurs, tenues secrètes. Le principe du refroidissement est le même qu'à Chalk River, mais puisque les milieux au graphite ne permettent pas d'insérer dans la pile des organes de refroidissement aussi compliqués que dans les milieux à l'eau lourde, il est raisonnable de conclure que l'extraction de chaleur à Hanford arrive à peine à dépasser 1 000 kW/t, et peut-être même reste au-dessous.

En conclusion, on constate que le domaine des piles de laboratoire à l'uranium naturel a été exploré dans une grande diversité de directions. A moins de faire appel à des idées entièrement neuves,

il ne reste guère à essayer que le milieu à glucine, et, comme une variante un peu plus fine, le refroidissement par un courant d'eau lourde autour du barreau, techniquement distincts de la circulation d'eau lourde en bloc. La glucine promettant *a priori* peu d'avantages spécifiques, on peut dire que l'ère des piles à l'uranium naturel en tant qu'instruments de laboratoire est à peu près close dans les pays avancés au point de vue atomique. L'exemple déjà mentionné de Los Alamos (où l'on dispose de réacteurs expérimentaux à l'uranium 235 et au plutonium) sera sans doute suivi par d'autres centres de recherche atomique ; l'évolution des piles de laboratoire devient ainsi tributaire des techniques de production des matières fissiles pures.

II. — PRODUCTION DU PLUTONIUM

Nous nous proposons de discuter ici la possibilité d'une telle production dans un pays qui possède déjà des piles de laboratoire, mais dont l'effort atomique n'a pas encore dépassé ce stade. Ce fut en 1947 le cas de l'Angleterre ; c'est aujourd'hui le cas de la France, et c'est plus particulièrement le niveau français des ressources économiques et technologiques qui nous servira de plan de référence.

Des trois matières fissiles pures connues, nous ne considérons ici que le plutonium (Pu 239) dont le lecteur est censé connaître la genèse nucléaire. Nous dirons plus loin quelques mots sur l'intérêt de la production de l'uranium 235 ; quant à celle de l'U 233 (à partir du thorium), il ne semble pas qu'on puisse l'envisager avant d'avoir accumulé un stock de Pu ou de U 235.

Rappelons tout d'abord quelques notions élémentaires sur l'emploi du Pu en tant que combustible nucléaire. Une discussion complète des différents milieux plutonifères propres à maintenir une réaction en chaîne nucléaire ne serait pas à sa place ici ; il suffit d'en mentionner quelques conclusions :

1° L'uranium naturel enrichi d'une faible quantité de Pu permet de construire des piles à peu près semblables aux piles non-enrichies quant à la nature des phénomènes qui s'y passent. Etant donné l'accroissement de la marge de réactivité, le milieu enrichi permet l'emploi d'une plus grande variété de métaux de construction et de dispositifs de refroidissement.

Un enrichissement minime offrant des avantages minimes, il est difficile de fixer sans arbitraire le minimum raisonnable du degré d'enrichissement. Il est permis d'estimer qu'au dessous de quelques centaines de grammes de Pu par tonne d'U, l'enrichissement ne vaut pas la peine.

2° L'addition de quantités importantes de Pu (dizaines de kg par tonne d'U) ⁽¹⁾ permet de réaliser des piles dites intermédiaires ou rapides, c'est à dire contenant des quantités réduites de modérateur de façon à faire propager la réaction en chaîne par des neutrons d'énergie très au-dessus de la région thermique. Les piles les plus avancées récemment construites aux Etats-Unis (la pile « couveuse » et une des piles motrices) relèvent de ce domaine.

3° Le Pu pur permet de réaliser des bombes et des réacteurs dits rapides. Par ailleurs rien n'empêche de l'employer avec assez de modérateur et de matériaux structuraux pour faire marcher la réaction avec des neutrons lents en réalisant ainsi des réacteurs analogues aux piles actuelles mais complètement exempts d'uranium. Il est à peu près certain que cette solution présentera le maximum de flexibilité et de compacité dans le domaine des réacteurs lents.

Il est reconnu que la masse critique des bombes est certainement supérieure au kilogramme. Compte tenu de la remarque ci-dessus concernant le degré minimum d'enrichissement, il semble certain qu'il faut disposer de plusieurs kilogrammes de Pu avant de se lancer dans la réalisation d'un réacteur au Pu offrant des possibilités pratiques.

Pile plutonigène : choix du modérateur

La quantité de Pu produite dans une pile étant directement proportionnelle à la puissance, nous revenons à l'importance des kilowatts plutôt que des kilowatts-par-tonne. Dans un laboratoire, une pile ramassée de 10 000 kW peut être préférable à une pile plus volumineuse de 50 000 ; dans un centre de production du Pu, ceci n'est plus vrai.

Une fois fixée la puissance totale, on peut songer à l'économie d'uranium, c'est-à-dire à la possibilité de faire beaucoup de Pu sans qu'on ait à enfouir dans la pile des quantités exagérées de métal U ; à ce moment, les considérations de kW/t reprennent de l'importance, mais, cette fois-ci, elles doivent être mises en bilan avec d'autres facteurs technologiques tels que : simplicité de réalisation, prix des autres ingrédients, etc.

La situation de la concurrence entre graphite et eau lourde subit ainsi un renversement complet. Si ce sont les kW que nous recherchons, il faut beaucoup d'U, donc beaucoup de modérateur. L'eau lourde à la fois perd l'avantage de la masse critique réduite qu'elle permet de réaliser, et voit s'accroître le désavantage de son prix élevé, qui devient prohibitif lorsqu'il s'agit de réacteurs contenant des dizaines, peut-être même des centaines de tonnes de modérateur. Le développement de la technique atomique amènera peut-être un jour une situation dans laquelle l'eau lourde redeviendra indispensable ; ce jour-là, il faudra en accroître sérieusement la production. Aujourd'hui, la capacité mondiale est insuffisante pour entreprendre la construction des piles plutonigènes à eau lourde sur une échelle intéressante.

Puisque la glucine appartient, elle aussi, à un avenir plus ou moins incertain, il en résulte qu'un pays tel que la France n'a guère de choix : s'il veut entreprendre des réalisations comportant l'emploi de Pu, il faut qu'il construise des piles plutonigènes à l'uranium naturel et au graphite en suivant ainsi la voie indiquée par les Américains et les Anglais.

Choix du fluide refroidissant

Nous évoquons tout à l'heure l'importance encore appréciable du facteur kW/t, c'est-à-dire de l'efficacité du refroidissement. Les piles au graphite étant particulièrement inaptes à s'accommoder d'un système de refroidissement compliqué ou comportant des circuits métalliques robustes, il faut éviter toute servitude qui complique le problème du refroidissement. En particulier, il faut tenir compte du fait que les circuits de refroidissement sont d'autant plus difficiles à réaliser que la température de leur fonctionnement est plus élevée.

Pour enlever un débit donné de calories, on peut soit faire passer beaucoup de fluide refroidissant sur les barres d'U maintenues à une température modérée (par exemple 200° C), soit une quantité plus faible de fluide mise en contact avec des barres plus chaudes (400 ou 500° C), de façon à augmenter l'écart entre la température du fluide à l'entrée et la température à la sortie. Un plafond bas de température imposé au fluide nous oblige à augmenter son débit, c'est-à-dire à l'envoyer sous une pression plus élevée ; il y a là un bilan entre température et pression et il se trouve qu'avec les métaux actuellement employés dans la technique nucléaire, les solutions favorables se trouvent du côté des hautes pressions plutôt que du côté des hautes températures.

(1) Le rapport Pu/U local peut d'ailleurs prendre des valeurs très différentes dans les différentes régions de la pile (enrichissement hétérogène).

Si l'on reste dans l'immédiat, et en attendant le progrès de la métallurgie des matériaux capables de supporter les hautes températures, il ne faut donc pas songer à combiner la production de Pu avec celle de fluides très chauds, c'est à dire avec la possibilité de produire du courant électrique ou de la force motrice.

Nous arrivons ainsi au concept d'une pile graphite-U naturel, « froide » (fluide refroidissant sortant à une assez basse température) et calculée de façon à économiser l'U sans pour cela s'astreindre à employer des circuits de refroidissement très massifs.

En l'absence d'information sur les piles plutonigènes américaines ou anglaises, il est difficile de savoir si dans ces conditions il est possible de réaliser une intensité de refroidissement dépassant ou même atteignant 1 000 kW/t. Le refroidissement par gaz sous une pression voisine de la pression atmosphérique (Cak Ridge, Bepo, Brookhaven) parvient à extraire environ 100 ou 200 kW/t. Le gaz à haute pression employé à Saclay, et peut-être dans certaines installations anglaises ou américaines tenues secrètes, nous permet d'espérer (l'expérience de Saclay faisant encore défaut) d'atteindre environ 500 kW/t. Faudra-t-il adopter pour la première pile plutonigène française une solution analogue ? En le faisant, nous bénéficierons pleinement de l'expérience acquise sur la pile de Saclay ; ceci représente un gain de temps et une garantie de sécurité.

Les alternatives sont un refroidissement au gaz plus poussé encore, et le refroidissement à l'eau. En adoptant le premier, nous nous écartons déjà de la solution éprouvée sans y gagner autre chose qu'une économie en uranium qu'on ne pourrait qu'à grand'peine faire approcher d'un facteur deux tout au plus. L'eau, au contraire, permettrait de réaliser ce facteur deux à coup assez sûr, et cette promesse vaut peut-être l'effort d'une étude et d'un délai supplémentaires. Il reste cependant à voir si la pureté du graphite fabriqué en France arrive à ce dernier degré de raffinement qui semble être nécessaire pour les piles refroidies à l'eau. Il semble aussi que, bien qu'utilisant l'uranium de façon très efficace, le refroidissement à l'eau impose une masse critique très élevée. Nous ne savons rien sur le système adopté par les Anglais dans leurs piles plutonigènes de Windscale ; il paraît cependant intéressant de relever l'insistance du Rapport Smyth sur la nécessité de placer les piles refroidies à l'eau à côté d'un très grand fleuve qui débite de l'eau exceptionnellement pure. A moins d'admettre l'existence d'un fleuve secret, tel ne semble pas être le cas de Windscale. Ce bilan des gains et des difficultés escomptés nous paraît pencher en faveur du refroidissement au gaz.

Production à l'échelle minimum

Les données publiées en Amérique et en Angleterre sur le refroidissement au gaz étant peu détaillées, il semble difficile de calculer avec précision la dimension que l'on pourrait donner à une pile plutonigène refroidie à 500 kW/t. Nous avançons le chiffre de 60 t d'uranium (soit une pile de 30 000 kW) à titre d'indication de l'ordre de grandeur. Il s'agit là d'un minimum pratique, dépassant à peine la masse critique ; il est cependant raisonnable à songer à un tonnage initial d'uranium un peu supérieur à ce minimum. Nous voulons introduire ici le concept de la « pile aplatie ».

Le réseau uranifère d'une pile détermine son volume critique, et si le volume réel de la pile est très voisin de cette limite inférieure théorique, il s'y établit une distribution des densités neutroniques que l'on peut caractériser par deux grandeurs : la densité moyenne (tous les neutrons divisés par tous les litres) et la densité maximum (nombre de neutrons dans le litre le plus central).

Le rapport entre ces deux densités dépend des caractéristiques individuelles de la pile. Il est généralement de l'ordre de deux. Or, si le système de refroidissement employé dans la pile parvient à évacuer la chaleur du point où le dégagement d'énergie est le plus intense, cela veut dire que dans le reste de la pile ce système est employé avec un mauvais rendement. Il est donc intéressant de réduire l'écart entre les deux densités définies ci-dessus. Pour

cela, nous pouvons introduire une différence entre le réseau uranifère réalisé au centre et celui qui constitue les régions extérieures du milieu réagissant ; on s'efforcera de réaliser sur les bords un réseau optimum et, au centre, un milieu légèrement moins favorable à la reproduction des neutrons. Ainsi nous aplatirons la courbe de la distribution spatiale de la densité, d'où vient ce terme de « pile aplatie » emprunté à la terminologie anglo-américaine.

La majorité des chiffres exprimés en kW/t donnés plus haut se rapportent à des piles non-aplaties, ou peu aplaties. Pour réaliser un débit moyen de 500 kW/t, il faut placer au centre un dispositif sensiblement plus efficace. Dans une pile mieux aplatie ce dispositif peut en principe être étendu à une proportion plus vaste du réseau total et on peut ainsi espérer gagner quelques 10 à 20 % au moins sur la puissance fournie par tonne moyenne.

En gâchant délibérément le milieu de la pile, on accroît bien entendu le volume critique de l'ensemble. Pour reprendre notre calcul indicatif, les 60 tonnes citées tout à l'heure devront peut-être être complétées jusqu'à 100 tonnes si nous aplatissons la pile de façon à extraire 600 kW/t au lieu de 500.

Sans peser ici en détail les mérites respectifs d'une bonne utilisation du métal et de l'investissement modéré initial en uranium, il semble possible de réaliser une puissance totale de 45 à 50 000 kW avec un tonnage d'uranium qui reste nettement inférieur à 100, et sans qu'on ait à pousser les dispositifs de refroidissement. Une telle pile fournirait environ 15 kg du Pu par an.

Nous venons de passer en revue les caractéristiques essentielles d'une unité productrice avec laquelle il serait raisonnable de commencer la fabrication du Pu en France. Si l'on vise à une capacité de production plus élevée, on peut songer à bâtir simultanément plusieurs unités, ou à en lancer une et attendre les premiers enseignements de sa construction (sinon de sa marche) pour établir le projet des unités subséquentes. Le rythme et les modalités techniques de cet accroissement de capacité dépendraient des disponibilités nationales en uranium ainsi que d'autres considérations, sur lesquelles nous aurons à revenir brièvement.

III. — VERS LA PRODUCTION DE LA FORCE MOTRICE

« Piles-Pyramides »

Nous avons mentionné plus haut la difficulté de construire à partir de l'uranium naturel un réacteur à la fois puissant et producteur de fluides très chauds. Nous avons dit, d'autre part, que le plutonium permet d'espérer la réalisation de milieux réagissants d'une grande variété, compatibles avec l'emploi des matériaux les plus divers et de dispositifs de refroidissement très poussés. Le plutonium rend possible la construction de réacteurs peu volumineux ; il offre en même temps la promesse d'une combustion totale de l'uranium offert par la nature (« couvage » du combustible nucléaire). *Il semble donc que la production du Pu s'impose à tout pays qui veut aborder de front le problème de l'utilisation industrielle de l'énergie atomique.*

Cette voie, la plus évidente et la plus riche en possibilités, n'est cependant pas la seule imaginable. L'extraction d'un fluide très chaud d'une pile à uranium naturel (sans Pu) présente des difficultés, mais nous aurions tort de la proclamer irréalisable. Il est concevable que l'emploi de métaux nouveaux (on mentionne déjà le béryllium et le zirconium) permettra un jour de réaliser des circuits de refroidissement capables de supporter des températures et des débits beaucoup plus élevés que ceux permis par la technologie nucléaire « classique » à base d'aluminium. L'emploi de l'eau lourde permet de réduire les difficultés dans les premières réalisations de ce genre et, comme ces réalisations peuvent se faire sur une échelle pilote, on réduit ainsi temporairement l'inconvénient principal de l'eau lourde, qui est son prix élevé.

Une pile chaude D_2O-U peut devenir un véritable banc d'essai des dispositifs de refroidissement mettant en jeu des matériaux nouveaux, soit en vue des piles chaudes futures au graphite (ou à la glucine) et à l'U naturel, soit en vue des piles motrices à base de Pu. Pour un pays tel que la France, il est raisonnable de bâtir ce « banc d'essai » avant même que les piles plutonigènes soient parvenues à l'état de pleine production. L'intensité de refroidissement de la pile chaude devrait être de l'ordre de 1 000 kW/t, et si possible davantage.

Si nous l'affectons délibérément à la production des fluides chauds et si nous renonçons à utiliser cette pile en tant que générateur de plutonium, cet élément va s'y accumuler. En même temps, il y a accumulation dans les barreaux d'uranium des produits de fission dont certains absorbent fortement les neutrons. En chiffres ronds, le nombre d'atomes de Pu créé dans le barreau est égal au nombre d'atomes de U 235 brûlé au cours du fonctionnement de la pile. Suivant les données qui nous parviennent d'Angleterre⁽¹⁾, le bilan global des trois processus (disparition de U 235, apparition de Pu, apparition des « poisons ») est positif ; la réactivité de la pile va en augmentant.

Au bout de quelques années de marche, le caractère du bilan change. La proportion de Pu parmi les atomes brûlés s'accroît⁽²⁾ et l'effet du remplacement d'U 235 par Pu commence à diminuer. La réactivité s'accroît moins vite, plafonne, redescend, atteint la valeur initiale, et puisque celle-ci par définition ne dépasse que de très peu la valeur strictement nécessaire à la marche de la pile, l'évolution conduit rapidement à l'arrêt total du dispositif.

On peut prévoir, sans faire preuve de pessimisme exagéré, l'arrêt complet de la pile au bout de 20 à 25 ans d'une marche d'environ 1 000 kW/t. On pourra songer à ce moment à démonter complètement la pile et à en extraire tout le Pu accumulé, mais la haute teneur en produits de fission rendra l'opération plutôt difficile. Au sein du comité qui a étudié la question en Angleterre (et qui portait aussi officiellement qu'imperturbablement le nom de Comité des Cinglés) la proposition a été faite de couler du béton autour de la pile désormais inutile, et de lancer ce monument dans une carrière artistique et édifiante inspirée de Chéops.

Piles motrices au plutonium

Un programme bien équilibré de réalisations atomiques pourra comporter, comme nous venons de le dire, à la fois la mise en fabrication du Pu (en utilisant les connaissances et les matériaux d'ores et déjà disponibles) et la construction d'une pile-banc d'essai qui fournira des renseignements sur les nouveaux matériaux et sur la marche à haute température. Un stock de matière fissile pure sera ainsi acquis en même temps que les connaissances technologiques nécessaires pour le mettre en œuvre.

Ce Pu sera-t-il utilisé en conjonction avec l'U naturel ? Les éléments de décision nous manquent encore aujourd'hui. Nous avons mentionné plus haut les piles intermédiaires et les piles couveuses dans lesquelles cette conjonction a lieu ; de tels réacteurs auront, certes, à être envisagés un jour. Toutefois, dans le cadre de cet article, il est plus intéressant de prendre le contre-pied de nos réalisations actuelles à l'U naturel, et d'essayer d'imaginer comment pourrait se présenter un réacteur au Pu pur. Ici, le problème de l'absorption des neutrons dans le modérateur se pose à peine, étant données la marge énorme de réactivité et la capture très énergétique par la matière fissile. L'eau lourde ne présente plus d'avantages ; la glucine devient particulièrement intéressante à cause de ses propriétés mécaniques aux hautes températures.

En l'absence actuelle de données précises, la fantaisie a libre cours : on imagine volontiers des surfaces planes ou tubulaires, par

exemple en glucine, pouvant servir à la fois de modérateur et de canalisations pour le fluide refroidissant. Le plutonium, en quantités relativement infimes, est réparti comme une couche superficielle ou comme un réseau d'incrustations ; le fluide circulant entre les surfaces réfractaires peut être gazeux ou métallique. La puissance extraite ne se calcule pas en kW/t, mais plutôt en kW/m². L'extraction prévue pour la pile de Saclay est de l'ordre de 75 kW/m² ; à Chalk River on arrive certainement à plusieurs centaines de kW/m². On peut donc raisonnablement admettre que le réacteur au Pu pur superficiel arrivera à quelque 200 kW/m², et qu'il faudra ainsi par exemple prévoir 50 m² de surface refroidie pour arriver à 10 000 kW de chaleur, soit environ 2 500 à 3 000 kW de force motrice.

Combien faut-il de Pu pour ce réacteur « secondaire »⁽¹⁾ de 50 m² ? Toutes les données sérieuses obtenues à l'étranger sont tenues secrètes ; la connaissance française des milieux plutonifères est encore insuffisante pour faire un calcul précis, et le chiffre de 10 à 20 kg de Pu que nous nous hasardons à avancer pour les besoins de la présente discussion est nécessairement affecté d'un certain coefficient d'incertitude. Son ordre de grandeur coïncide avec la production annuelle d'une des unités plutonigènes décrites plus haut.

IV. — LE PROGRAMME FRANÇAIS

Nous en arrivons aux recommandations concrètes valables pour la France. Notre première conclusion est que la construction de réacteurs de laboratoire de plus en plus puissants (en kW/t) doit être suspendue ; le développement des réacteurs à matière fissile pure qui sera entrepris pour d'autres raisons, permettra aussi de réaliser des densités neutroniques très élevées.

Le but essentiel du programme atomique français est la force motrice d'origine nucléaire. Allons-nous fabriquer du Pu ou bâtir des piles chaudes à l'uranium naturel ? Il faudra faire les deux. Une « pyramide » est réalisable presque immédiatement ; elle nous apprendra beaucoup sur la technologie des piles motrices en général et, en tant que source d'énergie pour la production du courant électrique, elle représentera peut-être une solution d'avenir que nous ne sommes pas en droit de négliger. Ces mêmes raisons jouent en faveur d'un effort simultané dans la direction du Pu, avec en plus cette quasi-certitude que les moteurs relativement mobiles et compacts exigent nécessairement la matière fissile pure.

Produire du plutonium : à quelle échelle ? La nature nous interdit d'en entreprendre la fabrication dans les piles froides au graphite à une échelle inférieure à l'« unité » expliquée plus haut (30 000 à 50 000 kW). Rien que pour produire une unité⁽²⁾ dans un délai raisonnable, tout en maintenant les autres activités essentielles à leur niveau actuel, le Commissariat à l'Energie atomique devrait disposer d'environ le double de son budget effectif de 1951. Si nous tenons à jeter en même temps les bases d'une production plus vaste et à développer la recherche scientifique fondamentale et appliquée à plus longue échéance, le budget 1951 devrait être triplé plutôt que doublé.

L'inconnue budgétaire n'est pas la seule. Si le Gouvernement inscrivait à son programme un développement très énergique de recherches et réalisations atomiques en France, il susciterait un courant d'appel, vers ce domaine, de certaines ressources rares : ingénieurs de qualité, alliages spéciaux, machines-outils. En l'absence de tout aiguillon économique d'un genre classique, un tel bouleversement du marché n'est possible que si le gouvernement

(1) Voir, par exemple, l'article de Sir John Cockcroft dans *Nucleonics*, 10, 21, 1952

(2) Environ 5 % de U 235 initial sont remplacés par Pu au bout de la première année de marche à 1 000 kW/t.

(1) Un réacteur qui brûle du Pu est appelé « secondaire » parce que son combustible a déjà nécessairement séjourné dans un premier réacteur où il a pris naissance.

(2) Dans les considérations budgétaires qui suivent, le coût d'une « unité » comprend celui des installations chimiques pour l'extraction du Pu.

demande et obtient des attributions prioritaires de ces ressources. On peut estimer que ce dernier problème se poserait à peine si la production de Pu ne dépassait pas le minimum esquissé ci-dessus (une unité), mais qu'un programme plus ambitieux (plusieurs unités et extension correspondante des recherches) ne pourrait être lancé sans mettre sur pied un mécanisme de priorités.

A supposer résolues les questions de financement et de moyens matériels, une autre incertitude viendrait peser sur le programme : celle concernant les ressources françaises en uranium. En adoptant les principes techniques exposés plus haut et compte tenu des pertes entre le stade minéral et le stade barreau de pile, la quantité d'U élément qu'il faut extraire du sol pour lancer la production d'un kg/an de Pu est de l'ordre de 8 tonnes. L'apport annuel d'U frais, nécessaire pour maintenir l'extraction du Pu à un rythme régulier, est sensiblement inférieur à ce tonnage initial, mais nullement négligeable, surtout dans une première étape de la technologie atomique (voir Chap. V). On peut estimer que les ressources minières actuellement reconnues dans l'Union française, et les procédés actuellement praticables pour concentrer les minerais pauvres, sont suffisants pour alimenter l'effort plutonigène minimum, et même un peu au-delà, mais que tout programme sensiblement plus étendu ne pourrait être basé que sur un résultat positif de la recherche de nouveaux gisements ou de nouveaux procédés de concentration.

Dans les limites tracées par tous ces aléas, la France paraît être prête à prendre sa place parmi les pays producteurs de plutonium. Ses prédécesseurs (à l'exception possible du Canada) ont considéré jusqu'ici les matières fissiles pures avant tout comme un explosif ; l'emploi du Pu dans les réacteurs contrôlés, bien que déjà réalisé aux Etats-Unis et officiellement envisagé en Angleterre, ne semble intervenir qu'en deuxième urgence. Faut-il s'attendre à une orientation semblable de la politique du Pu en France ? On peut avancer dès aujourd'hui un pronostic contraire pour au moins les deux raisons suivantes :

— Les applications militaires, à moins de demeurer sur un plan tout à fait platonique, exigent une production de Pu bien plus abondante que celle assurée par un *petit* nombre d'unités plutonigènes décrites plus haut. Une seule unité cependant permettrait le lancement d'un programme positif de réalisation-pilote dans le domaine de la force motrice, et avec la production de plusieurs unités un effort assez ambitieux dans cette direction deviendrait possible. Nous venons de voir que les ressources françaises sont juste assez suffisantes pour un programme de cette envergure ; il serait peu raisonnable de dissiper un produit si difficilement acquis en quelques nuages-champignons spectaculaires. Etant donnée *la disparité des quantités mises en jeu dans les différentes catégories d'utilisation*, il semble indiqué pour les pays pauvres en Pu de se concentrer sur les emplois qui n'en exigent que relativement peu.

— Une autre raison de prévoir pour la France une orientation « non-explosive » provient du décalage dans le temps. En 1945, et, à un degré moindre mais encore valable, en 1952, l'emploi explosif du Pu est évident et immédiat tandis que l'énergie utilisable n'est qu'une perspective encore lointaine. Au moment où la France aura produit son premier kilogramme de Pu, ce bilan se présentera sous un jour tout à fait différent ; même en laissant de côté toutes les considérations autres que celles de défense nationale, l'utilité marginale d'un faible stock de Pu sera bien plus grande du côté propulsion navale que pour le bombardement.

V. — QUESTIONS COMPLÉMENTAIRES (1)

Uranium 235

Cette substance est susceptible des mêmes applications que le Pu ; ainsi que l'on sait, les Américains mènent de front ces deux

(1) Ce chapitre résume les points les plus intéressants soulevés dans la discussion qui a suivi la conférence du 22 novembre.

fabrications. Il ressort des différentes déclarations publiées que les usines de Hanford n'ont représenté qu'un sixième de l'effort budgétaire total du « Manhattan District ». On peut en conclure que Oak Ridge (production de U 235 par séparation d'isotopes) a été beaucoup plus coûteux que Hanford (piles plutonigènes). Cette considération a peut-être joué en Angleterre où le programme du Pu paraît avoir été lancé avec quatre ou cinq ans d'avance sur celui d'U 235.

Dans l'état actuel de la technique, la séparation d'isotopes doit faire partie de tout programme rationnel de l'exploitation des ressources en U naturel. Un barreau d'U, après quelques mois ou quelques années de « cuisson » dans une pile plutonigène, est envoyé à l'usine extractrice de Pu ; l'uranium résiduel est appauvri en U 235 et ne peut plus être réemployé dans les piles. Cet appauvrissement n'enlève cependant qu'une fraction relativement minime de la teneur initiale en U 235 ; le résidu représente donc pour la séparation d'isotopes une matière première à peu de chose près aussi avantageuse que l'U naturel frais. Dans ces conditions, seule la séparation d'isotopes permet de continuer l'extraction de la matière fissile soit directement, soit en fournissant l'apport de U 235 nécessaire pour remettre l'U dans le circuit plutonigène (1).

Cet apport peut cependant être constitué par du Pu, à condition d'en produire plus qu'il ne se brûle en même temps d'U 235. C'est là le problème du « couvage » (breeding) qui d'après les derniers résultats américains semble être en voie de solution. Il est donc possible que la nécessité de la séparation d'isotopes diminue dans l'avenir, à moins qu'elle ne soit appuyée par d'autres raisons encore tenues secrètes.

Thorium

Cet élément n'est pas fissile dans le sens aujourd'hui usuel du mot. Il ne peut donc pas et ne pourra jamais remplacer l'U en tant que combustible nucléaire. Il peut par contre servir de matière première à la fabrication de U 233 ; à ce point de vue, il est comparable à l'U 238. Ce dernier, cependant, nous est fourni par la nature avec un complément fissile qui facilite la production, et nous avons vu tout à l'heure combien un épuisement même très partiel de ce complément rend difficile l'utilisation de l'uranium résiduel. Avec le thorium naturel, le même problème se présente sous une forme aggravée. Il est probable que le thorium ne pourra être utilisé qu'une fois arrivée l'ère d'une grande abondance de matière fissile pure. A ce moment, il sera tenu compte du fait que le thorium est plus répandu dans la nature que l'uranium ; comme par ailleurs une technique développée tend toujours à profiter des caractéristiques individuelles des différentes variantes possibles, on s'apercevra que le procédé Th-U 233 n'est pas identique au procédé U 238-Pu et l'on utilisera l'un ou l'autre dans les cas appropriés.

Marche des piles chaudes à l'uranium naturel

Aux températures élevées, la réactivité des milieux uranifères s'abaisse d'une façon non négligeable. Comme une perte de réactivité a des répercussions d'autant plus graves que la marge initiale est déjà plus réduite, il s'ensuit que l'effet de température aggrave les difficultés inhérentes aux piles U - graphite. Cette raison s'ajoutant aux autres citées au Chapitre III fait penser que l'emploi de l'eau lourde dans les « piles-pyramides » sera d'autant plus probable que la température envisagée sera plus élevée (le même argument s'applique à un degré atténué à l'emploi de la glucine). Une même élévation de température provoque, il est vrai, un abaissement de réactivité plus grand dans le cas de l'eau lourde que dans celui du graphite, mais il est probable que le bilan global joue en faveur de l'eau lourde ; il est difficile de trancher cette question aujourd'hui

(1) L'auteur remercie M. Goldschmidt, Directeur au C.E.A., d'avoir attiré son attention sur ce point.

en l'absence de données sur le comportement des réacteurs aux hautes températures. Il est évident d'ailleurs que la répartition des températures dans un réacteur à eau lourde doit elle-même présenter une structure réticulaire car la température de l'eau lourde elle-même doit partout rester sensiblement inférieure à 100° C. La ségrégation de l'U, en plus d'un « gainage » matériel au sens strict du mot, doit aussi comporter un dispositif de séparation thermique comprenant plusieurs nappes de fluide circulant.

*
* *

Les trois sujets que nous venons de mentionner ne donnent qu'une faible idée de la multitude et de la diversité des questions qui se

présenteront d'une façon parfois tout à fait imprévue dès le démarrage du programme élargi. La réponse à certaines d'entre elles se trouvera dans les connaissances déjà acquises, d'autres exigeront des solutions inédites. Tout en conduisant vers des applications, le futur programme demeurera expérimental.

L. KOWARSKI

*Directeur au Commissariat
à l'Energie atomique*