

PHYSIQUE DES REACTEURS A EAU LOURDE

par

Yves GIRARD, Pierre LOURME, Roger NAUDET

Avec la collaboration de
M. CHABRILLAC, J. MOUGEY, G. LEDANOIS,
A. PAVRET DE LA ROCHEFORDIERE.

Rapport C E A - R 2659

Genève 1964, A Conf. 28/P/ 76

CEA-R 2659 - GIRARD Yves, LOURME Pierre, NAUDET Roger, CHABRILLAC M.,
MOUGEY J., LEDANOIS G., PAVRET DE LA ROCHEFORDIERE A.,

PHYSIQUE DES REACTEURS A EAU LOURDE

Sommaire.

Un important programme d'études sur la physique des réacteurs à eau lourde est mené en France depuis assez longtemps. La décision de construire le prototype EL 4 et de s'engager ainsi dans la filière des réacteurs à eau lourde refroidis par gaz a redonné un nouvel intérêt à ce programme et l'a en même temps orienté dans une direction plus particulière. La présente communication rassemble les résultats des études faites dans ce domaine depuis la dernière conférence de Genève.

Dans la première partie on décrit les études expérimentales dont la plupart ont été effectuées dans la pile d'expériences critiques Aquilon II. Les expériences sont groupées en quatre ensembles :

- Etude systématique de réseaux - mesures de laplaciens

./.

CEA-R 2659 - GIRARD Yves, LOURME Pierre, NAUDET Roger, CHABRILLAC M.,
MOUGEY J., LEDANOIS G., PAVRET DE LA ROCHEFORDIERE A.,

HEAVY WATER REACTORS PHYSICS

Summary. -

An important research programme on heavy water reactor physics has been carried out in France for quite a few years. The decision to build the EL 4 prototype and so to choose the heavy water gas cooled type has renewed the interest in this programme and at the same time given to it a more specific orientation. A summary of the results gained in this field is presented in this paper.

In the first part are described the experimental investigations, most of them were carried out in the criticality facility Aquilon II. The experiments are grouped in four parts

- Systematic studies of lattices Buckling measurements.
- Specific studies of gas-cooled lattices.

./.

- Etudes particulières aux réseaux comportant le refroidissement par gaz.
- Mesures de distributions fines de densité - indices de spectre, etc ...
- Mesures sur des réseaux ou des échantillons comportant de l'uranium à des enrichissements différents ou du plutonium.

Dans la deuxième partie on passe en revue les études de caractère théorique. L'ensemble des résultats a permis d'asseoir des méthodes de calcul qui ont accru notablement la compréhension des phénomènes neutroniques dans les réseaux, et d'établir un formulaire rendant compte des expériences sur réseaux neufs et capable de prédire correctement l'évolution des propriétés neutroniques du combustible avec l'irradiation. Quelques études particulières aux réacteurs de puissance sont mentionnées.

1964 - Commissariat à l'Energie Atomique - France

16 p.

-
- Fine structure, spectral indices measurements etc ...
 - Measurements on lattices or samples containing Uranium of various enrichment or Plutonium.

The second part is devoted to a summary of the theoretical studies. The whole results have allowed an improvement of the calculation methods, have led to a better understanding of the neutron balance in lattices, and have permitted the establishment of a set of formula to predict not only the clean fuel conditions but also the evolution of the nuclear properties with irradiation. Some specific studies on power reactor are quoted.

1964 - Commissariat à l'Energie Atomique - France

16 p.

Les rapports du COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE sont, à partir du n° 2200, en vente à la Documentation Française, Secrétariat Général du Gouvernement, Direction de la Documentation, 16, rue Lord Byron, PARIS VIIIème.

The C.E.A. reports starting with n° 2200 are available at the Documentation Française, Secrétariat Général du Gouvernement, Direction de la Documentation, 16, rue Lord Byron, PARIS VIIIème.

PHYSIQUE DES REACTEURS A EAU LOURDE

par

Yves GIRARD, Pierre LOURME et Roger NAUDET *

Commissariat à l'Energie Atomique

Des études suivies sur la physique des réacteurs à eau lourde, tant expérimentales que théoriques, sont menées en France depuis de nombreuses années et plus spécialement depuis 1956, date de la mise en service à Saclay de la pile pour expériences critiques Aquilon. Le fait que le C.E.A. ait lancé un important programme de développement concernant la filière des réacteurs modérés par eau lourde et refroidis par gaz dont EL 4 est la première grande réalisation, a donné un intérêt particulier à ces études et les a orientées dans une certaine mesure.

Le présent rapport fait le point de ces travaux depuis la dernière Conférence de Genève [1].

1° - ETUDES EXPERIMENTALES

Elles sont centrées essentiellement sur la pile Aquilon qui fonctionne pratiquement sans interruption depuis sa mise en service. Cette pile a été agrandie et perfectionnée en 1960, prenant le nom d'Aquilon II. Une description de la pile dans son état actuel figure dans la référence [2]. Rappelons les principales caractéristiques : diamètre intérieur de la cuve 290 cm ; tonnage d'eau lourde disponible : 16,5 tonnes ; réflecteur latéral et inférieur en graphite ; pas de réseau compris entre 110 et 400 mm ; changement de pas entièrement automatique (en 3 heures environ) ; nombre de barres maximum : 200 ; possibilité de remplacer instantanément n'importe quelle barre

* avec la collaboration de M. CHABRILLAC, J. MOUGEY, G. LEDANOIS, A. PAVRET DE LA ROCHEFORDIERE

du réseau ; aucune perturbation dans le coeur ; mesure très précise des variations de niveau d'eau lourde ; flux maximum au centre 10^8 n/cm²/s pour des durées limitées.

a) Etudes systématiques de réseaux variés

Le principal objet des expériences critiques dans Aquilon a consisté à comparer les bilans neutroniques globaux, sous forme de mesures de laplaciens, de réseaux de caractéristiques physiques et géométriques extrêmement variées, ceci de manière à asseoir la validité de formulaires dans des conditions très générales.

Plus de deux cents configurations différentes ont été étudiées. Le programme suivi est indiqué dans la référence [2], la description des combustibles utilisés est donnée en détail dans les références [2 et 3]. Déjà en 1958, lors de la précédente Conférence de Genève, on avait étudié un assez grand nombre de réseaux formés de combustibles de géométries variées, en uranium métal ou en oxyde d'uranium, tous plongeant directement dans l'eau lourde. Ces expériences ont été complétées en 1959 par de nouvelles configurations en oxyde. On s'est intéressé plus spécialement ensuite aux réseaux comportant le refroidissement par gaz. Pour préciser le domaine exploré, on peut indiquer qu'on a étudié des grappes de 7, 12, 19 ou 31 éléments, en métal ou en oxyde, de diamètres compris entre 10 et 22 mm, à l'intérieur de tubes de gaz de 80 à 116 mm de diamètre, les pas de réseau s'échelonnant entre 190 et 320 mm.

Deux campagnes effectuées pour le compte d'Euratom (programme Orgel) ont permis d'étudier le refroidissement par liquide organique : la première série portait sur des éléments en uranium métal, la seconde sur des grappes d'oxyde. De même deux séries de mesures pour le compte du CISE de Milan ont été consacrées à des éléments annulaires concentriques comportant une substance hydrogénée simulant le refroidissement par brouillard d'eau légère.

On peut signaler enfin des mesures effectuées en Juin 1963 en collaboration avec la Junta de Energia Nucleare Espagnole sur des grappes de carbure d'uranium, plongeant dans l'eau lourde, ou à l'intérieur de tubes contenant un liquide organique : ces mesures ont permis de constater que les formulaires ajustés pour les réseaux à uranium métal ou oxyde pouvaient être adaptés sans difficulté au cas du carbure [4].

On dispose ainsi d'une très grande variété de résultats obtenus dans des conditions comparables. Les laplaciens ont été mesurés par cartes de flux pour un certain nombre de réseaux qui ont servi ensuite de référence. Les autres mesures ont été effectuées selon la méthode du remplacement progressif mis au point à Saclay [5] ; cette méthode a l'avantage en particulier de fournir une bonne précision différentielle.

Le tableau I en annexe présente un ensemble de résultats de mesures de laplaciens choisis parmi les plus significatifs : les résultats sont donnés en m^{-2} pour un titre d'eau lourde de 99,70 et une température de 20° C.

b) Etudes particulières au refroidissement par gaz

Une attention toute particulière a bien entendu été portée aux réseaux comportant des tubes de gaz, notamment en ce qui concerne les mesures de densité neutronique évoquées au paragraphe suivant. Des expériences comportant la vidange progressive des tubes ont également été faites. Mais le principal problème de ces réseaux réside dans le calcul des coefficients de diffusion à cause du "streaming" dans les tubes de gaz, et par suite dans l'évaluation correcte des fuites de neutrons.

Plusieurs séries de mesures ont été plus particulièrement axées sur ce problème. L'une d'elles a consisté à mesurer les fuites axiales par variation du niveau critique en fonction de la quantité de poison (un sel de cadmium) ajoutée au modérateur ; l'expérience a porté à la fois sur des réseaux simples formés de barres d'uranium plongeant directement dans l'eau lourde, et sur des réseaux à tubes de gaz : on a donc la possibilité d'apprécier, en interprétant les résultats de manière comparable, l'allongement de l'aire de migration du fait des cavités [6].

Des mesures analogues ont été effectuées au Laboratoire de Savannah River pour le compte du C.E.A. dans PDP ; l'empoisonnement était réalisé cette fois par addition de fils de cuivre ; on a pu également mesurer l'anisotropie par comparaison de cartes de flux pour des configurations de coeur nettement différentes. Enfin, dans Aquilon à nouveau, des mesures d'anisotropie ont été faites en utilisant des grappes d'oxyde d'uranium enrichi, ce qui a permis de mettre en oeuvre des volumes critiques petits vis-à-vis de la taille de la pile, donc de pouvoir là aussi jouer sur la forme du coeur [7].

Des mesures directes de coefficient de diffusion radial ont été faites par ailleurs selon deux méthodes préconisées par P. Benoist [7 - 8] .

c) Mesures par détecteurs

Ces mesures ont deux objets différents, et par suite se classent en deux catégories : les unes sont des mesures de répartition de la densité neutronique dans la cellule ; elles utilisent des détecteurs dont la loi de réponse est aussi proche que possible de $1/v$ (manganèse ou dysprosium) ; les autres visent à donner des renseignements sur les spectres de neutrons, elles utilisent au contraire des détecteurs dont la loi de réponse est significativement différente de $1/v$.

Les mesures de densité ont pour but de préciser le calcul du facteur d'utilisation thermique dans le cas de géométries relativement complexes (tubes incluant du vide, extrémités de cartouche, etc.) ou encore d'étudier la répartition des sources de chaleur, par exemple entre les crayons d'une grappe. De telles mesures ont été faites soit dans le cas de géométries simples et bien définies, afin de mettre au point les méthodes de calcul, soit sur des maquettes d'éléments combustibles de réacteurs de puissance en vue d'applications pratiques [9] .

Les mesures d'"indices de spectres", qui se poursuivent actuellement, consistent à comparer les réponses de deux détecteurs ayant des lois différentes d'une part au point choisi, d'autre part dans un spectre de référence (colonne thermique). Ces mesures ont pour but de tester la validité des calculs mettant en jeu les spectres de neutrons. On utilise principalement la comparaison des sections de fission du plutonium 239 et de l'uranium 235 ; à titre complémentaire on compare également les activités de l'indium 115, du lutécium 176 et du manganèse 55. Les mesures dans le modérateur, moins sensibles à l'hétérogénéité de la cellule ont l'intérêt de fournir des renseignements sur le comportement du modérateur indépendamment de la géométrie ; les mesures dans le combustible, bien que d'interprétation plus complexe, donnent des renseignements dans des conditions qui sont celles qu'on a besoin de connaître pratiquement. Une première série de telles expériences est décrite dans la référence [10] .

On peut signaler aussi quelques mesures de coefficient de conversion initial qui reposent sur le même principe, la technique de mesure étant cependant très différente puisque ce sont des secteurs de combustible qui servent de détecteurs.

d) Expériences portant sur des variations de composition du combustible

Les expériences dont il a été question ci-dessus, spécialement au paragraphe a), portent toutes sur de l'uranium naturel : on compare les bilans neutroniques de réseaux ayant des géométries très variées mais toujours du combustible neuf. Les problèmes posés par l'évolution des propriétés neutroniques du fait de l'irradiation du combustible se rapportent au contraire à des variations de composition à géométrie donnée.

Quatre séries d'expériences critiques (en partie exécutées dans le cadre d'un contrat Euratom) ont été consacrées à ce problème ; on a choisi des réseaux de géométrie simple (barres élémentaires d'uranium métal) de manière à faciliter l'interprétation. Les modifications de composition ont été pour les trois premières séries respectivement l'addition de très petites quantités d'uranium 235, l'addition d'une très petite quantité de plutonium, enfin le remplacement d'une large fraction de l'uranium 235 par du plutonium ; la quatrième série qui ne sera réalisée qu'à la fin de l'année 1964 sera identique à la deuxième mais avec un plutonium nettement plus riche en isotopes 240 et 241. Dans chaque cas on compare le bilan neutronique avec celui d'un réseau de géométrie identique en uranium naturel, et ceci à cinq pas différents. Les résultats sont exploités de manière à définir une équivalence entre le plutonium formé par irradiation et l'uranium 235 consommé [11].

Les expériences sont complétées par des mesures systématiques par oscillation suivant une technique mise au point au CEA [12] qui consiste à mesurer pour chaque réseau deux grandeurs indépendantes liées à de petites variations des sections effectives d'absorption et de production de neutrons du combustible. Ces expériences ont pour but de comparer entre eux des échantillons très variés, et ainsi d'étendre le domaine exploré par expériences critiques. Les mesures, en ce qui concerne l'eau lourde, ont lieu à l'intérieur d'une cuve remplie de ce modérateur placée à l'intérieur du cœur de la pile piscine Minerve.

Les conditions offertes par Minerve ne sont pas parfaites (exiguité du volume expérimental, manque de souplesse dans les changements de réseau) ; aussi un projet a-t-il été étudié pour une nouvelle facilité (E_{01e}) spécialement adaptée aux mesures par oscillations et à l'étude des combustibles au plutonium.

e) Analyses de combustibles irradiés

Les problèmes posés par l'irradiation portent non seulement sur les relations entre les propriétés neutroniques et la composition du combustible, mais aussi sur l'évolution de cette composition. Le réacteur EL 3 a été utilisé pour irradier dans des conditions définies d'une part des éléments standards, d'autre part des éléments plutonium-aluminium ; un important programme d'analyses isotopiques est en cours.

Une autre communication présentée à cette conférence [13] regroupe l'ensemble des études sur la physique des combustibles irradiés, à la fois pour les réacteurs à eau lourde et pour les réacteur à graphite.

2° - ETUDES THEORIQUES

Le but des études théoriques est non seulement de fournir des analyses correctes des phénomènes partiels, mais aussi de conduire à l'élaboration d'un formulaire rendant compte de l'ensemble du bilan neutronique tel qu'il résulte par exemple de l'interprétation des expériences globales. Il n'est alors pratiquement pas possible d'éviter une part d'empirisme et d'ajustements, de sorte que le formulaire pratique, qui ressemble parfois à un recueil de recettes, est toujours en retard sur les théories les plus perfectionnées. Néanmoins on cherche à incorporer au fur et à mesure les méthodes nouvelles de manière à réduire la part d'ajustements arbitraires et rendre moins hasardeuses les extrapolations à partir des recoupements expérimentaux.

Ce sont ces méthodes nouvelles, par rapport au formulaire de la référence [1], que nous allons d'abord passer en revue. Elles sont utilisées dans le code CRUEL (Calcul des Réseaux Uranium - Eau Lourde) pour IBM 7094 mis au point récemment à Saclay.

a) Perfectionnements dans les méthodes de calcul de réseaux

On trouvera dans une autre communication présentée à cette conférence [14] des détails sur quelques-unes des théories évoquées ci-après.

Tout d'abord, en ce qui concerne le facteur d'utilisation thermique, il était nécessaire de pouvoir tenir compte correctement de la présence d'un certain nombre de milieux entre combustible et modérateur (refroidisseur, tubes, isolement thermique, etc.), certains de ces milieux pouvant être très peu diffusants (milieux gazeux). L'extension de la méthode "A.B.H." à une série de milieux concentriques [15] apporte un moyen de calcul commode.

Un autre problème important, pour des réseaux comportant une proportion non négligeable de vide, était le calcul des coefficients de diffusion qui interviennent directement dans l'aire de migration. La méthode de Behrens est notoirement insuffisante et inexacte, d'abord parce qu'elle ne permet pas de tenir compte en détail des différences de libre parcours et de flux dans les différentes parties de la cellule, et surtout parce qu'elle néglige les corrélations angulaires entre parcours successifs. Les théories de Benoist [16] ont apporté un outil précieux. Depuis les premières publications la validité des calculs a été étendue au cas de tubes de très gros diamètre. Actuellement il ne reste plus qu'un problème mineur à résoudre : celui du streaming à l'intérieur de la grappe (car jusqu'à maintenant celle-ci est homogénéisée et on ne tient compte que de sa "transparence" globale) : un code en préparation permettra d'en tenir compte si on le désire par l'intermédiaire des probabilités de première collision de crayon à crayon.

Les progrès les plus importants en matière de théorie neutronique réalisés au cours de ces dernières années concernent la thermalisation des neutrons [17 - 18], une communication présentée à cette conférence [19] est spécialement consacrée à ce sujet. Les méthodes nouvelles permettent d'analyser de manière beaucoup plus détaillée le bilan de neutrons dans le domaine thermique. Il n'en résulte pas des différences numériques importantes en ce qui concerne les réseaux neufs, puisque les sections de capture sont très voisines de $1/v$; par contre ces méthodes sont essentielles pour traiter les réseaux dans lesquels le plutonium est dominant. Or il est important que les méthodes de calcul ajustées sur des expériences en uranium neuf puissent être transposées de manière cohérente au cas du combustible irradié. Le grand intérêt des théories nouvelles est qu'elles conduisent à une formulation assez simple pour être incorporée dans les calculs de routine.

On ne mentionnera à ce sujet que quelques détails d'application. En ce qui concerne le "modèle" qui caractérise le comportement propre du modérateur, on utilise dès maintenant la représentation détaillée ajustée sur les lois de diffusion de la molécule d'eau lourde. Pour la représentation de la cellule on utilise pour le moment l'approximation qui consiste à considérer à chaque vitesse le rapport des densités entre combustible et modérateur en théorie monocinétique ; cette approximation est très suffisante tant que la loi de capture ne

comporte pas de résonance aigüe : on est donc amené à en extraire la contribution du plutonium 240 et à traiter celui-ci classiquement avec un facteur de self-shielding calculé directement. Mais on travaille à incorporer au code une équation supplémentaire qui tout en n'allongeant que très peu le temps de calcul permettrait de traiter n'importe quelle loi de capture.

Enfin le problème de la "rethermalisation", lorsque la zone combustible comporte des éléments ralentisseurs portés à température différente de celle du modérateur, est résolu par l'introduction en variante d'une deuxième équation.

La prise en compte des spectres réels permet bien entendu de corriger la répartition des densités de neutrons dans la cellule telle qu'elle est calculée en théorie monocinétique par la méthode A.B.H.

Un dernier problème qui est résolu par les équations de la thermalisation est celui du "raccordement" entre fuites "rapides" et "thermiques" ; en réalité ce qu'il faut connaître, c'est le résultat détaillé de la compétition entre fuites et captures ; on l'obtient en écrivant à chaque énergie le bilan des neutrons disparaissant soit par capture (avec la loi propre au combustible), soit par fuites, et ceux amenés par transfert d'énergie (fournis par le modèle de thermalisation). Cette méthode permet de faire dépendre le "raccordement" de l'intensité de la capture, de sa loi de variation en fonction de l'énergie, et des caractéristiques géométriques de la cellule [20].

Enfin parmi les théories nouvelles nous mentionnerons les études sur le facteur antitrappe. Un problème important pour les réseaux à eau lourde provient de ce qu'il y a une proportion relativement grande de captures dans l'uranium 238 dans une zone d'énergie où le spectre dans le combustible dévie notablement de la loi en dE/E . Tout se passe comme s'il fallait ajouter à l'intégrale effective calculée pour un spectre de référence en $1/E$, une correction ΔI_{eff} qui est en particulier fonction du pas. Cette correction a été explicitée à Saclay par des calculs [21]. Les ΔI_{eff} sont incorporés dans la formule donnant p .

b) Ajustement du formulaire

Ces théories nouvelles devraient nous donner en principe une bien meilleure compréhension du bilan neutronique. Toutefois les études détaillées montrent que bien des phénomènes sont encore très mal calculés. Par exemple on inclut habituellement dans ξ le bilan des fissions

et captures qui se produisent avant que le neutron sorte du barreau qui lui a donné naissance ; mais après cette sortie d'autres fissions se produisent car le neutron peut retourner dans le barreau ou en atteindre un autre avant que son énergie soit portée au-dessous du seuil : des calculs par la méthode de Monte-Carlo ont montré que ces effets ne sont pas négligeables.

L'étude détaillée de l'effet d'ombre des résonances les unes sur les autres nous a montré d'autre part que la simple utilisation de l'exponentielle dans l'expression du facteur p qui suppose un ralentissement continu et un milieu homogène est insuffisante : il s'y ajoute un effet qui croît avec la taille du barreau et sa surface effective. Un troisième phénomène extrêmement difficile à calculer et même à formuler résulte d'un effet de "creusement" supplémentaire de la densité neutronique dans le barreau de combustible du fait que celui-ci est beaucoup moins ralentisseur que le milieu qui l'entoure.

Ces remarques, jointes au fait que les valeurs numériques de base ne sont pas toutes connues avec une précision suffisante (le ν de l'uranium 235 par exemple n'est pas connu à mieux que 1 %) expliquent qu'il n'est pas possible encore d'effectuer des calculs entièrement a priori coïncidant avec les mesures de laplaciens dans les marges d'erreurs expérimentales (environ 300 pcm). C'est ainsi que nous continuons d'utiliser des intégrales effectives plus faibles que les valeurs mesurées (par exemple par Hellstrandt) ou calculées à partir des paramètres de résonance, et d'autre part on a été amené à incorporer dans k_{∞} un facteur multiplicatif ξ_1 plus grand que l'unité et croissant avec la quantité d'uranium par canal. Les remarques ci-dessus fournissent peut-être une justification partielle des ajustements. De toute manière dans le cas des géométries compliquées, on ne peut définir l'équivalence de "surface effective" que d'une manière approximative et nécessairement ^{un} peu arbitraire.

Lorsqu'on ajuste un formulaire à partir des mesures de laplaciens il est important d'estimer correctement les fuites neutroniques ; en effet lorsqu'on passe de l'expérience critique au grand réacteur de puissance, la proportion des fuites est beaucoup plus faible, et il en résulterait une distorsion dans les prévisions si l'ajustement fournissait un k_{∞} inexact. Il n'est pas possible, comme on l'avait cru au début d'exploiter dans ce sens la comparaison des résultats obtenus à toute une série de pas. Nous estimons également que les mesures cinétiques (équivalence en réactivité du mm d'eau

lourde) ne sont ni assez précises, ni assez sûres. Par contre deux séries de mesures nous ont donné des indications : il s'agit d'une part des expériences d'empoisonnement du modérateur [6], d'autre part des expériences portant sur un très léger enrichissement du combustible [11]. Ces mesures ont montré que les ordres de grandeur des calculs sont corrects. Elles semblent en particulier avoir confirmé la petite augmentation d'aire de ralentissement introduite par rapport à notre précédent formulaire, pour tenir compte d'une part des mesures récentes d'âge dans l'eau lourde jusqu'à l'indium et d'autre part du calcul de "raccordement" qui fait intervenir un ralentissement moins efficace au voisinage de l'énergie thermique.

c) Autres méthodes de calcul

Indépendamment des calculs de réseaux proprement dits, et des calculs d'évolution des combustibles qui sont évoqués dans la réf. 13, on peut signaler quelques autres études intéressant les réacteurs à eau lourde :

Tout d'abord il était nécessaire pour EL 4 de calculer l'efficacité d'un système de barres de contrôle perpendiculaires à la direction des canaux. Une étude a été faite consistant à découper le réacteur en tranches horizontales : dans chaque tranche qui a la forme d'un rectangle une nouvelle méthode analytique permet de tenir compte exactement des conditions aux limites [22].

Une version de la méthode hétérogène de Feinberg-Galanine a été écrite (code HECTOR) pour traiter commodément les perturbations apportées à un réseau régulier : outre son utilisation pour une interprétation plus raffinée de la méthode de remplacement, ce code permet d'évaluer l'effet d'une modification apportée au chargement d'un ou plusieurs canaux du réacteur (vidange complète, etc.).

Un autre problème important pour les réacteurs de puissance, spécialement dans le cas du refroidissement par gaz à cause des hétérogénéités de température, consiste à connaître la répartition des fissions entre les crayons de la grappe. Une nouvelle extension de la méthode "ABH" permet de calculer les rapports de densité neutronique, à condition de connaître les probabilités élémentaires de première collision de crayon à crayon. Un code particulier permet de résoudre ce problème ; on l'a déjà signalé à propos du calcul raffiné des coefficients de diffusion.

d) Problèmes liés au fonctionnement des réacteurs

Parmi les problèmes posés par le fonctionnement des réacteurs de puissance à eau lourde, un des plus importants concerne les procédures de déplacement du combustible, spécialement pendant la phase transitoire qui s'étend entre le premier chargement en uranium neuf et le régime d'équilibre. En principe c'est le remaniement de la charge qui assure la compensation permanente de la réactivité pendant l'irradiation du combustible, sans intervention d'éléments de contrôle ; il faut en même temps s'acheminer sans trop d'irrégularités vers le régime d'équilibre ("push-through bidirectionnel") et conserver dans la mesure du possible la même répartition radiale des puissances (qu'on suppose aplatie) ; enfin on peut chercher à mieux utiliser la première charge par des procédures appropriées (recyclage des premières cartouches déchargées). La réalisation simultanée de ces objectifs constitue un problème difficile qu'il faut analyser soigneusement ; même ultérieurement, il importe de bien connaître à tout moment la situation de la pile : ceci nous a donc amené à écrire un code qui simule le fonctionnement du réacteur.

Le code recalcule périodiquement la distribution des flux à deux dimensions, évalue les flux intégrés pour chaque cartouche compte tenu de ses déplacements, calcule pour chacune d'elles la composition isotopique et les paramètres neutroniques qui définissent la réactivité locale, en déduit la condition critique pour l'ensemble, renormalise la puissance, enfin effectue les mouvements de combustibles suivant des critères imposés. Dans chaque zone on considère des supercellules pouvant contenir plusieurs sortes de combustibles imbriqués. On a cherché à réduire au minimum le temps de calcul de manière à pouvoir effectuer des recherches systématiques. On a l'intention d'écrire ultérieurement une version plus perfectionnée (hétérogène - 3 dimensions) pour une simulation plus détaillée du fonctionnement.

BIBLIOGRAPHIE

- 1 Y. GIRARD, J.C. KOECHLIN, J. MOREAU, R. NAUDET
Réseaux Uranium naturel - eau lourde -
Conférence de Genève 1958 P.336
- 2 Y. GIRARD, R. NAUDET
Rapport d'ensemble sur l'expérimentation Aquilon
AIEA - Technical Report Series n° 20 - Vienne (1963)
- 3 Anonyme - Catalogue des éléments combustibles d'Aquilon
Note CEA à paraître
- 4 Compte-rendu des mesures effectuées dans Aquilon par la Junta de
Energia Nuclear - Rapport interne SEC n° 144
- 5 P. BACHER, R. NAUDET
Mesures de laplaciens par la méthode de remplacement progressif
J. Nucl. Energy Part A. Reactor Science 1961 - Vol 13 p.112-127
- 6 J. BRETTE, G. LEDANOIS
Mesure des fuites neutroniques par empoisonnement homogène du modé-
rateur - Rapport CEA n° 2487 (1964)
- 7 A. BOIVINEAU, P. GAUNET, M. MAZARAKIS, A. PAVRET
Etude de l'anisotropie de réseaux à eau lourde à réfrigérant gazeux
Rapport CEA à paraître (1964)
- 8 P. BENOIST, P.F. PALMEDO
Interaction of macroscopic flux and fine structure in heterogeneous
reactors - Symposium Amsterdam SM 42/66 (1963)
- 9 P.F. PALMEDO
Etudes expérimentales de structure fine à l'intérieur de grappes
d'oxyde UO_2 - Rapport CEA n° 2387 (1963)
- 10 J.P. FRICHET, J. MOUGEY, B. SAUTIEZ
Mesures d'indices de spectre dans les réseaux à eau lourde
Rapport CEA n° 2482 (1964)
- 11 M. CHABRILLAC, G. LEDANOIS, P. LOURME, R. NAUDET
Expériences critiques dans Aquilon portant sur des combustibles
légèrement enrichis en uranium 235 et en plutonium
Rapport CEA n° 2477 (1964)

- 12 O. TRETIAKOFF et R. VIDAL
Mesure des sections efficaces effectives d'échantillons fissiles
par la méthode d'oscillation - Rapport CEA n° 2487 (1964)
- 13 O. TRETIAKOFF
Physique des combustibles irradiés - Communication à cette conférence
- 14 R. NAUDET, A. AMOUYAL et P. BENOIST
Perfectionnement dans les méthodes de calcul neutronique des
réacteurs thermiques - Communication à cette conférence
- 15 A. AMOUYAL, P. BENOIST, C. GUIONNET
Calcul du facteur d'utilisation thermique dans une cellule formée
d'un nombre quelconque de milieux concentriques
Rapport CEA n° 1967 (1961)
- 16 P. BENOIST
Théorie du coefficient de diffusion des neutrons dans un réseau
comportant des cavités - Rapport CEA n° 2278 (1964)
- 17 M. CADILHAC
Méthodes théoriques pour l'étude de la thermalisation des neutrons
dans les milieux absorbants infinis et homogènes
Rapport CEA n° 2268 (1964)
- 18 O. TRETIAKOFF, J.P. DE BRION, J. MOUGEY, R. NAUDET
Thermalisation en milieu hétérogène - Rapport CEA n° 2474 (1964)
- 19 M. CADILHAC, J.L. SOULE, O. TRETIAKOFF
Thermalisation et spectre de neutrons - Communication à cette
conférence
- 20 R. NAUDET
Etude de la migration des neutrons dans un milieu multiplicateur
suivant l'intensité et la distribution des captures
Rapport CEA n° 2476 (1964)
- 21 J. MOUGEY et R. NAUDET
Calcul du facteur antitrappe dans les réseaux à eau lourde
Rapport CEA n° 2475 (1964)
- 22 A. PAZY, S. GOSHEN
Calcul des barres de contrôle dans un réacteur rectangulaire et
applications - Rapport CEA n° 1686 (1960)

TABLEAU I

LAPLACIENS EN m^{-2} (titre D²O : 99,70)

A. Barreaux plongeant directement dans l'eau lourde

I. Uranium métal

1. Barres pleines

Pas	120	130	150	170	190	210	230	250	270	290	300
∅ : 44 mm	-	6,10	8,09	8,42	8,06	7,38	6,70	6,01	5,28	4,54	4,32
∅ : 35,6 mm	-	7,99	8,46	8,02	7,23	6,44	5,68	4,98	-	-	-
∅ : 29,2 mm	8,38	8,28	7,81	7,10	6,22	5,35	-	-	-	-	-

2. Grappes de 7 barres (∅ : 16,5 mm)

Pas	150	170	190	210	230						
7 G 5	5,76	7,02	7,22	6,93	6,48						
7 G 2	6,35	-	7,31	6,97	-						
7 G 0	6,48	7,43	7,39	6,99	-						

II. Oxyde d'uranium

1. Barre pleine (∅ : 46 mm)

Pas	150	170	190	210							
UO(∅:46 mm)	6,76	6,69	6,14	5,58							

2. Grappes canadiennes ; éléments ∅ : 13,2 mm

Pas	190	210	230								
19 OC 2	5,08	5,21	5,04								
19 OC 4	4,89	-	5,02								
13 OC 2	5,37	5,04	4,56								
13 OC 4	5,33	-	4,57								

3. Grappes OF ; éléments ∅ : 16,2 mm

Pas	170	190	210	230	250						
7 OF 2	6,02	5,57	5,07	4,45	-						
12 OF R	-	5,64	5,64	5,44	3,99						
19 OF 2	-	-	5,15	5,44	4,33						

4. Grappes Aquilon II, éléments ∅ : 22 mm

Pas	190	210	240								
7 OF" 7	5,51	5,64	5,28								

III. Carbure d'uranium

1. Grappes 19 éléments ϕ 13 mm

Pas	190	210	240																
UC 19	5,47	5,94	5,71																

B. Barreaux placés dans des tubes de gaz

I. Cartes de flux

1. Uranium métal (ϕ : 44 mm)

Pas	210	230																	
ϕ 44 T 106	4,85	4,81																	

2. Grappes oxyde (éléments ϕ : 22 mm)

Pas	190	210	230	250	270	290	320												
7 OF"7 T106	3,22	3,97	4,38	4,33	-	-	-												
12 OF"C T116	-	-	-	4,62	4,69	4,59	4,21												

II. Remplacements

1. Grappes métal - 19 éléments (ϕ : 10 mm)

Pas	190	210	230	250															
19 G"5 T"106	4,71	5,40	5,63	5,55															

2. Grappes oxyde - 19 éléments (ϕ : 12 mm)

Pas	190	210	230	250															
19 OF"5 T"106	3,68	4,14	4,43	4,34															
19 OF"1 T"106	3,75	4,20	4,43	4,32															
19 OF"1 T"78	5,34	-	-	4,87															

3. Grappes oxyde - 19 éléments (ϕ : 16,2 mm)

Pas	250	270	290	320															
19 OF 3 T 116	4,37	4,39	4,28	3,84															

4. Grappes oxyde - 31 éléments (ϕ 12 mm)

Pas	250	270	290	320															
31 OF" 3T 116	4,64	4,56	4,38	3,94															

FIN