

SOMMAIRE

LE REACTEUR FRANCO-ALLEMAND A HAUT FLUX

H. MAIER-LEIBNITZ et B. JACROT

But de l'Institut Max von Laue - Paul Langevin, Organisation et structures scientifiques 5

J. CHATOUX

Présentation du réacteur et principales options 9

L. BREGEON, F. LAFAURIE et J.P. SCHWARTZ

Les aspects neutroniques et thermiques. L'élément combustible 27

D. COLZY, G. DUPUY et J.P. MARTIN

Le bloc pile du réacteur à haut flux 39

M. CHAZALON et Y. LECUYER

Les circuits de refroidissement et l'installation de détritiation 57

G. LHOR

La manutention du combustible 67

M. DEBRU

Le Contrôle-Commande 71

R. LEVET

Les travaux de génie civil et le confinement du bâtiment réacteur 77

J. BUREAU DU COLOMBIER et H. REUTLER

Aspects sécurité du réacteur 87

Sommaire général 1971 95

ABONNEMENTS

DUNOD, éditeur, S.A.
92, rue Bonaparte — 75 - Paris (6e)
Téléphone 783-89-63

REDACTION

Centre d'Etudes Nucléaires de Saclay
B.P. N° 2, 91 - Gif - sur - Yvette
Téléphone : 951 80-00, poste 42-80

Rappel : SOMMAIRE DU N° 164

Etudes sur la canalisation des particules.
Le frottement intérieur dans les métaux.
Chauffage de l'Argyronète par pompe de chaleur.
Mécanique et Recherche : les fabrications au CEN de Saclay.
Section des Ateliers de Prototypes et des Techniques Avancées.

Articles A PARAITRE prochainement

LE REACTEUR FRANCO-ALLEMAND A HAUT FLUX

2ème Partie

Les possibilités expérimentales. Généralités, par P. Ageron.
La source de neutrons froids du réacteur à haut flux, par P. Ageron, J.M. Astruc, H. Geipel et J. Verdier.
La source chaude du réacteur à haut flux, par G. Böhme, W. Drexel et F. Wunderlich.
Les dispositifs intégrés destinés à la physique nucléaire, par J.C. Faudou.
Les conduits de neutrons, par P. Ageron et P.A. Blum.
Les spectromètres de physique du solide, par G. Gobert.
Les spectromètres de physique nucléaire, par J.C. Faudou.
Le centre de calcul, par M. Taeschner.
Organisation de l'exploitation, par Y. Droulers.
Planning et coûts de l'opération Réacteur à Haut Flux, par J. Chatoux.
Principales firmes ayant participé aux études et à la réalisation du réacteur à haut flux, par J. Chatoux.

TARIF DES ABONNEMENTS

Un an, 11 numéros

PRIX DU NUMERO : 7 F.
FRANCE ET ZONE FRANC : 60 F.
ETRANGER : 75 FF.
U.S.A. : 14 U.S.\$ - Canada : 15 Can. \$.
BELGIQUE : 720 FB - SUISSE : 61 FS.
ITALIE : 8 600 L - ESPAGNE : 950 P.

DUNOD, éditeur
92, rue Bonaparte - Paris (6e)
C.C.P. Paris 75-45

La loi du 11 mars 1957 n'autorisant, aux termes des alinéas 2 et 3 de l'article 41, d'une part que les « copies ou reproductions strictement réservées à l'usage privé du copiste et non destinées à une utilisation collective » et, d'autre part, que les analyses et les courtes citations, « toute reproduction intégrale, ou partielle, faite sans le consentement de l'auteur ou de ses ayants-droit ou ayants-cause, est illicite » (alinéa 1er de l'article 40).

Cette reproduction, par quelque procédé que ce soit, constituerait donc une contrefaçon sanctionnée par les articles 425 et suivants du Code Pénal.

Rappel : SOMMAIRE DU N° 164

Etudes sur la canalisation des particules.
Le frottement intérieur dans les métaux.
Chauffage de l'Argyronète par pompe de chaleur.
Mécanique et Recherche : les fabrications au CEN de Saclay.
Section des Ateliers de Prototypes et des Techniques Avancées.

Articles A PARAITRE prochainement

LE REACTEUR FRANCO-ALLEMAND A HAUT FLUX

2ème Partie

- Les possibilités expérimentales. Généralités, par P. Ageron.
- La source de neutrons froids du réacteur à haut flux, par P. Ageron, J.M. Astruc, H. Geipel et J. Verdier.
- La source chaude du réacteur à haut flux, par G. Böhme, W. Drexel et F. Wunderlich.
- Les dispositifs intégrés destinés à la physique nucléaire, par J.C. Faudou.
- Les conduits de neutrons, par P. Ageron et P.A. Blum.
- Les spectromètres de physique du solide, par G. Gobert.
- Les spectromètres de physique nucléaire, par J.C. Faudou.
- Le centre de calcul, par M. Taeschner.
- Organisation de l'exploitation, par Y. Droulers.
- Planning et coûts de l'opération Réacteur à Haut Flux, par J. Chatoux.
- Principales firmes ayant participé aux études et à la réalisation du réacteur à haut flux, par J. Chatoux.

TARIF DES ABONNEMENTS

Un an, 11 numéros

PRIX DU NUMERO : 7 F.
FRANCE ET ZONE FRANC : 60 F.
ETRANGER : 75 FF.
U.S.A. : 14 U.S.\$ - Canada : 15 Can. \$.
BELGIQUE : 720 FB - SUISSE : 61 FS.
ITALIE : 8 600 L - ESPAGNE : 950 P.

DUNOD, éditeur

92, rue Bonaparte - Paris (6e)
C.C.P. Paris 75-45

La loi du 11 mars 1957 n'autorisant, aux termes des alinéas 2 et 3 de l'article 41, d'une part que les « copies ou reproductions strictement réservées à l'usage privé du copiste et non destinées à une utilisation collective » et, d'autre part, que les analyses et les courtes citations, « toute reproduction intégrale, ou partielle, faite sans le consentement de l'auteur ou de ses ayants-droit ou ayants-cause, est illicite » (alinéa 1er de l'article 40).

Cette reproduction, par quelque procédé que ce soit, constituerait donc une contrefaçon sanctionnée par les articles 425 et suivants du Code Pénal.

LE RÉACTEUR FRANCO-ALLEMAND A HAUT FLUX

Première Partie

Résumé :

Créé en janvier 1967 et implanté près du C.E.N. de Grenoble, l'Institut Max von Laue-Paul Langevin a fait construire un réacteur à haut flux qui est devenu opérationnel en décembre 1971. Après un article rappelant les buts de l'Institut et son organisation, ce numéro contient une description complète de ce réacteur, rédigée par les divers spécialistes qui ont participé à sa réalisation.

Summary :

Created in January 1967 and built near the Grenoble C.E.N., the Max von Laue - Paul Langevin Institute was responsible for the construction of a high flux reactor which became operational in December 1971. In this number an article outlining the aims and organisation of the Institute is followed by a complete description of this reactor, written by the various specialists who took part in the project.

Zusammenfassung :

Das im Januar 1967 gegründete Institut Max von Laue - Paul Langevin wurde auf dem Gelände des C.E.N. Grenoble erbaut. Es hat einen Hochflussreaktor errichten lassen, der im Dezember 1971 seinen Leistungsbetrieb aufgenommen hat. Der vorliegende Bericht enthält einen Artikel über die Zielsetzung und Organisation des Instituts, sowie eine vollständige Beschreibung des Reaktors. Diese wurde von den verschiedenen Spezialisten verfasst, die an der Realisierung dieses Objektes beteiligt waren.

But de l'Institut Max von Laue - Paul Langevin. Organisation et structures scientifiques

Par le Professeur H. MAIER-LEIBNITZ *

et B. JACROT **

L'histoire de l'institut Max von Laue - Paul Langevin remonte à une dizaine d'années. A cette époque, des groupes de chercheurs des divers pays européens étaient convaincus de l'utilité considérable des neutrons comme moyen d'investigation de la matière en physique nucléaire et surtout en physique du solide. Lew KOWARSKI suggéra alors une coopération entre les pays de l'O.C.D.E. pour la réalisation d'une source intense de neutrons. Malheureusement ce projet échoua, mais l'idée de coopération internationale pour atteindre un objectif trop ambitieux pour un seul pays subsista. C'est pourquoi, quand un groupe d'ingénieurs et de physiciens français présenta en 1964 à la Conférence de Genève un projet de pile à haut flux, il fut très naturel que les gouvernements allemand et français reprissent cette idée de coopération, mais cette fois sur une base bilatérale. Très rapidement des conversations entre physiciens, ingénieurs et diplomates des deux pays permirent d'établir une coopération active, un avant projet détaillé de réacteur et un cadre juridique pour l'entreprise, et, en janvier 1967, l'institut Max von Laue - Paul Langevin était créé.

Cet institut a comme but de construire et d'utiliser un réacteur à haut flux. Il a statut de société civile, avec trois associés : la "Gesellschaft für Kernforschung" (GfK) (50 %), le C.N.R.S. (25 %) et enfin le C.E.A. (25 %). L'Institut a un directeur allemand et un directeur adjoint français. La construction de la pile a été confiée à un "groupe de projet" dont le chef de projet est français et le chef de projet adjoint allemand. Le Directeur et le Chef de projet sont responsables devant un Comité de Direction où sont représentés les trois associés. Enfin, un Conseil Scientifique nommé par ces associés après consultation du directeur est consulté sur les problèmes d'intérêt scientifique. Tel est le cadre dans lequel a été construit, dans un délai remarquablement court, un réacteur à haut flux qui est le plus important du monde.

Alors que le réacteur était en construction, la tâche de la direction de l'institut a été de faire de celui-ci une réalité, avec un programme scientifique précis, des appareils pour le réaliser et des physiciens.

* Directeur de l'Institut Max von Laue - Paul Langevin

** Directeur adjoint de l'Institut Max von Laue - Paul Langevin



Vue générale du chantier (printemps 1970)

Les neutrons sont un puissant moyen d'investigation de la matière. Il est certain que s'il était possible de disposer de sources de neutrons, comme on dispose de sources de rayons X, tout laboratoire de physique du solide, de chimie et bien d'autres, utiliserait cette technique. Mais une source de neutrons, pour être utile, doit être suffisamment intense, et, de ce fait, elle est inévitablement très coûteuse. C'est pourquoi cet instrument ne peut exister que dans quelques laboratoires qui ont alors le devoir de mettre ce moyen d'investigation à la disposition de tous les chercheurs. L'Institut Max von Laue - Paul Langevin est organisé de façon à permettre à tous ceux qui en ont besoin d'utiliser les neutrons. Une vingtaine de dispositifs expérimentaux ont été construits. Le choix de ces dispositifs a été fait après de nombreuses discussions de comités spécialisés de physiciens extérieurs à l'Institut. Ces appareils, qui constituent une première génération, qui sera bientôt suivie par une seconde génération, doivent, en principe, satisfaire les divers besoins en physique nucléaire, en physique du solide, en chimie et en biologie.

Le programme scientifique pour 1972, première année d'utilisation effective de la pile, a été établi avec le conseil scientifique. Pour cela, celui-ci a créé des sous-comités correspondant aux principales branches de recherche :

- physique nucléaire,
- solides parfaits
- solides imparfaits
- liquides, substances amorphes
- cristallographie
- biologie et macromolécules

A ces sous-comités ont participé de nombreux chercheurs d'Allemagne et de France. D'autres chercheurs ont été associés au travail par correspondance. Plusieurs centaines d'expériences, émanant de plusieurs dizaines de laboratoires, ont été reçues par l'Institut. Les chercheurs de l'Institut, organisés en groupes parallèles aux sous-comités du conseil scientifique, examinent ces propositions, aident à les préciser, examinent les conditions

expérimentales nécessaires à leur réalisation. Ensuite, sur la base de ce travail, les sous-comités, puis le conseil scientifique, établissent le programme.

Toute cette organisation contribue à faire de l'I.L.L. un institut ouvert, dans lequel tout chercheur doit pouvoir se sentir chez lui. L'Institut tend vers une situation dans laquelle le plus grand nombre de ses chercheurs seront envoyés par des laboratoires extérieurs pour une durée limitée.

L'institut a également des relations très importantes avec les centres disposant déjà de réacteurs de recherche, tels que Saclay ou Grenoble. En effet, une expérience sur le réacteur de Grenoble est très coûteuse. Elle doit donc

être préparée très soigneusement sur de plus petits réacteurs, dont l'importance, loin de décroître avec la mise en route du réacteur à haut flux, doit au contraire croître.

Cinq ans après sa création, l'I.L.L. est maintenant une réalité. Dans le bilan de ces cinq années, que nous croyons très positif, il faut mettre en évidence la très grande réussite de la coopération binationale. Des chercheurs, des ingénieurs, des ouvriers, des administrateurs, des industriels des deux pays ont travaillé ensemble sans heurt. Chacun a beaucoup appris de l'autre, et, dans la plupart des cas, un véritable esprit commun a été créé. Cet aspect de l'Institut est aussi important que l'aspect scientifique, et il permet un certain optimisme.

Présentation du réacteur et principales options

Par J. CHATOUX *

I. — BUT

Le réacteur à haut flux de l'Institut Laue-Langevin, implanté à Grenoble, est essentiellement une source de neutrons à l'usage des physiciens travaillant sur la matière condensée et des physiciens nucléaires.

Le neutron est un bon outil d'investigation de la matière condensée. Par ce terme, on désigne toute substance dans laquelle les atomes sont liés par des forces et constituent un assemblage dont les propriétés macroscopiques sont déterminées par cet assemblage et par les forces qui relient les atomes : les corps solides, les liquides et la substance biologique constituent de la matière condensée. Le neutron est surtout un précieux complément aux autres moyens d'études connus (rayon X, rayons lumineux, électrons etc...) mais il trouve de plus en plus un champ d'application propre à cause de propriétés spécifiques :

— Grâce à son absence de charge électrique, ou plus exactement grâce à sa très faible charge électrique, il n'a pas à vaincre de répulsion coulombienne importante. Il possède donc une grande pénétrabilité dans la matière et permet l'étude d'arrangements profonds. Le neutron thermique peut en effet s'approcher des noyaux sans posséder une vitesse ni une énergie notable ; restant "longtemps" au voisinage des noyaux, il a une forte probabilité d'interagir avec eux. Animés de vitesses un

peu plus élevées les neutrons de résonance permettent de connaître les niveaux d'énergie des noyaux avec lesquels ils réagissent.

Ces propriétés de grande pénétrabilité trouvent entre autres des applications intéressantes pour l'étude des noyaux très lourds ou pour les hautes pressions et marquent un avantage certain sur d'autres particules chargées comme, par exemple, les électrons.

— Alors que les rayons X permettent surtout la détermination de la distribution du cortège électronique des différents atomes constituant un solide, les neutrons, eux déterminent directement la position des noyaux. Ainsi deux atomes de numéro atomique voisin, c'est-à-dire possédant un nombre d'électrons presque identique, sont difficilement discernables par les rayons X ; de même, un atome d'hydrogène, qui ne possède qu'un électron, est pratiquement invisible aux rayons X. Par contre, le neutron, qui a des sections efficaces de diffusion semblables pour tous les noyaux, n'aura aucun mal à les identifier. Il permettra par exemple l'étude d'alliages d'aluminium-magnésium pour distinguer la nature et la dimension des précipités en fonction du traitement thermique. En chimie organique, la possibilité de "voir" les atomes d'hydrogène et de les différencier des atomes d'azote et d'oxygène est importante. Des applications intéressantes basées sur ces propriétés sont possibles dans l'étude des vitamines, des acides nucléiques, des grosses molécules comme les protéines, etc...

* Chef du Projet de Réacteur à Haut Flux

— Il a un moment magnétique, ce qui le rend sans égal pour l'étude des structures magnétiques, en particulier pour déterminer les arrangements dont dépendent leurs propriétés (densité et carte d'aimantation - force de liaison, etc...). Il est par exemple actuellement possible de faire des cartes d'aimantation à l'échelle du centième d'angström).

— Il est possible de l'obtenir à diverses énergies, en particulier à des énergies faibles, comparables aux énergies d'excitation des atomes de la matière condensée, et à des longueurs d'ondes égales ou supérieures aux distances interatomiques (énergie $\approx 2\ 000$ fois plus faible que celle des électrons et 10^5 à 10^7 fois plus faible que celle d'un rayonnement électro-magnétique à longueur d'onde égale) (Figure 1).

— Les neutrons de faible énergie sont obtenus par ralentissement des neutrons de fission par chocs successifs sur les noyaux d'un modérateur approprié (eau lourde par exemple). Il est possible d'obtenir divers niveaux d'énergies en fonction de la température du modérateur ou de la nature du ralentissement. Les énergies faibles permettent de mesurer avec une précision suffisante les énergies de liaison des atomes, ce qui n'est pas toujours le cas avec des rayonnements électromagnétiques, en règle générale beaucoup plus énergiques.

— Comme toute particule, le neutron a une longueur d'onde associée λ qui est inversement proportionnelle à sa vitesse :

$$\lambda = h/mV$$

$$\text{avec } V = 1,38.10^6 E^{\frac{1}{2}}$$

$$\lambda = 0,286 E^{-\frac{1}{2}}$$

Si nous considérons l'énergie d'agitation thermique à la température ambiante T et si K est la constante de Boltzman, $E = KT = 1/40$ eV. Un neutron thermique ayant cette énergie aura une vitesse de 2 200 m/s à laquelle sera associée une longueur d'onde $\lambda = 1,81 \text{ \AA}$. Cette longueur d'onde peut être portée à une quinzaine d'angströms, si l'on met les neutrons en équilibre dans un modérateur refroidi à très basse température. Inversement, un modérateur très chaud permettrait d'avoir des longueurs d'ondes inférieures à 0,5 angström.

Les grandes longueurs d'ondes supérieures aux distances interatomiques (qui sont de l'ordre de 1 à 10 angströms) permettent d'observer des défauts étendus, tels que ceux créés par des irradiations dans les solides.

*
* *
*

En physique des états condensés, les possibilités d'utilisation des neutrons permettent de réaliser plusieurs grandes classes d'expériences, parmi lesquelles nous citerons :

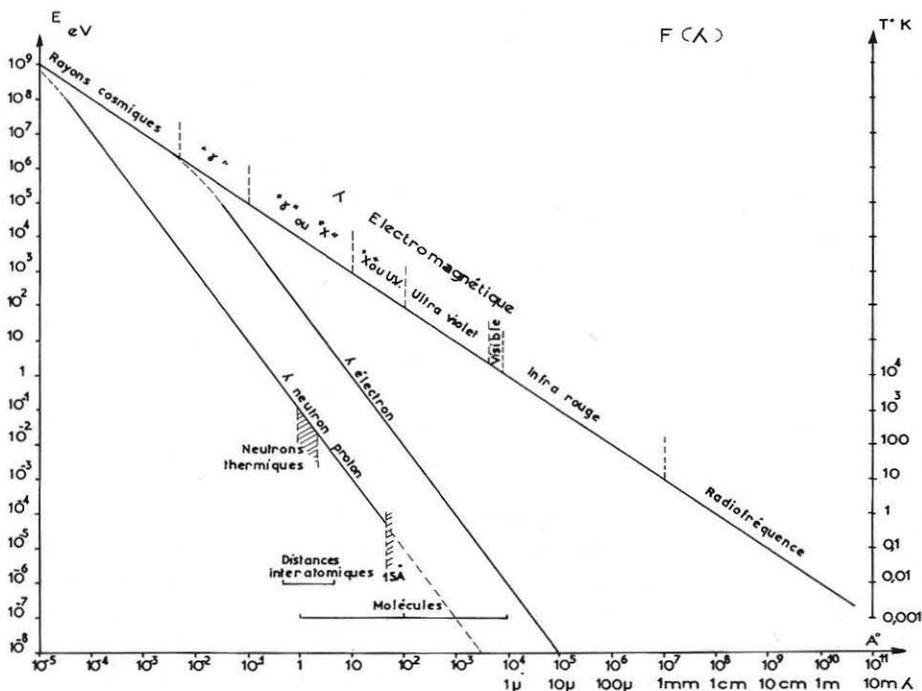


Fig. 1 — Energie de divers rayonnements en fonction de la longueur d'onde.

La diffraction des neutrons :

La diffraction des neutrons est un processus élastique permettant l'étude statique des structures de réseaux.

On utilise en général un faisceau monochromatique de neutrons diffractés par une poudre (cercles de Debye - Scherrer) ou un faisceau polycinétique diffracté par un cristal (point sur le diagramme de Lauë).

On peut ensuite déterminer la répartition spatiale des centres diffuseurs : noyaux pour les structures des cristaux, électrons responsables du moment magnétique de l'atome pour les structures magnétiques.

La diffusion aux petits angles :

La diffusion, ou transmission à très petit angle, mesure des corrélations jusqu'à plusieurs milliers d'angströms.

La diffusion inélastique des neutrons pour l'étude dynamique des réseaux

Dans un solide, par exemple, les atomes se déplacent autour de leur position d'équilibre. Ce mouvement d'agitation thermique dans un solide ordonné détermine des spectres d'énergie quantifiée appelés "phonons". Ces quanta ont un ordre de grandeur comparable à l'énergie des neutrons thermiques (0,01 à 0,1 eV). Dès lors, la disparition ou la perte d'énergie d'un de ces phonons se répercute de façon mesurable sur la vitesse et l'énergie du neutron diffusé, alors que cet effet sur un rayon X de 10 keV n'est pratiquement pas mesurable.

Alors que les rayons X ne permettent d'obtenir qu'une "image moyenne" de la structure observée, les neutrons peuvent étudier les mouvements des atomes autour de cette structure. Il en est de même pour l'étude des spins magnétiques des atomes, autour de leur position d'équilibre (magnons).

Les phonons jouent un rôle important dans de nombreuses propriétés des solides (conductibilité thermique, chaleur spécifique, supraconductivité, etc...). Il est donc important de pouvoir les étudier.

Il est par exemple possible d'aborder l'étude de solides complexes, tels que les polymères constitués de longues chaînes plus ou moins régulièrement disposées et de connaître les forces qui existent à l'intérieur des chaînes, mais aussi les forces reliant les chaînes entre elles. On peut aussi obtenir des renseignements sur les mouvements locaux permettant d'avoir des renseignements sur les singularités locales pouvant exister en certains points de la chaîne.

Des applications au phénomène de catalyse, à l'étude des cristaux moléculaires, à l'étude des fluctuations critiques, à la théorie des liquides, etc...montrent la richesse des possibilités de la diffusion inélastique des neutrons.

— En physique nucléaire, les interactions avec la matière ou avec la matière nucléaire offrent encore un vaste champ d'investigations, duquel nous pouvons extraire l'étude : du neutron proprement dit, de son moment dipolaire, l'étude de la fission, et toutes les études mettant en oeuvre des échantillons placés dans un faisceau neutronique.

Ce bref exposé montre cependant l'importance et le champ d'action possible des expériences utilisant les neutrons. Par rapport aux autres sources de rayonnement, ce champ d'action était jusqu'à présent limité par la faiblesse des sources de neutrons disponibles. Mais, depuis quelques années, les progrès réalisés dans la connaissance de la physique, de la thermique et d'une façon générale de la technique des réacteurs ont permis aux ingénieurs de proposer aux physiciens des piles poussées à la limite des possibilités technologiques du moment et qui sont capables de délivrer les flux recherchés.

Outre les avantages sur le pouvoir de résolution des appareils et la qualité des renseignements obtenus, les hauts flux de neutrons permettent de diminuer la taille des monocristaux à préparer donc, en fait, permettent d'accroître le champ des investigations, puisque peu de matériaux sont susceptibles de former de gros monocristaux. Pour les spectres obtenus à partir de poudres, les hauts flux permettent d'avoir un nombre de raies séparées plus grand, donc d'accroître le nombre et la qualité des informations.

De même, la plus grande quantité de neutrons disponible s'accompagne de la possibilité de diminuer la taille des échantillons et ouvre des possibilités nouvelles en chimie, biochimie, et biologie (acides nucléiques, protéines, structures organiques, etc...).

En physique nucléaire, les hauts flux permettent d'améliorer la précision et la finesse des mesures déjà pratiquées.

II. - OPTIONS RETENUES

Pour tirer parti des propriétés et satisfaire les besoins tels qu'ils découlent du précédent paragraphe, le réacteur projeté devait :

- 1) Produire un flux de neutrons thermiques non perturbé d'environ $1,5 \cdot 10^{15}$ n/cm²/s dans un réflecteur

d'eau lourde. Dans ce réflecteur, le maximum de flux devait être situé suffisamment loin du coeur pour permettre des échauffements faibles sur les structures et un volume expérimental important, laissant la place pour disposer le plus grand nombre possible de canaux expérimentaux (Figure 2).

d'ondes envisagées (Figure 3). L'utilisation de cette catégorie de neutrons sera essentiellement réservée à l'étude des liaisons atomiques à faible énergie ou à grande distance interatomique.

c) Un spectre de neutrons chauds, de longueur d'onde

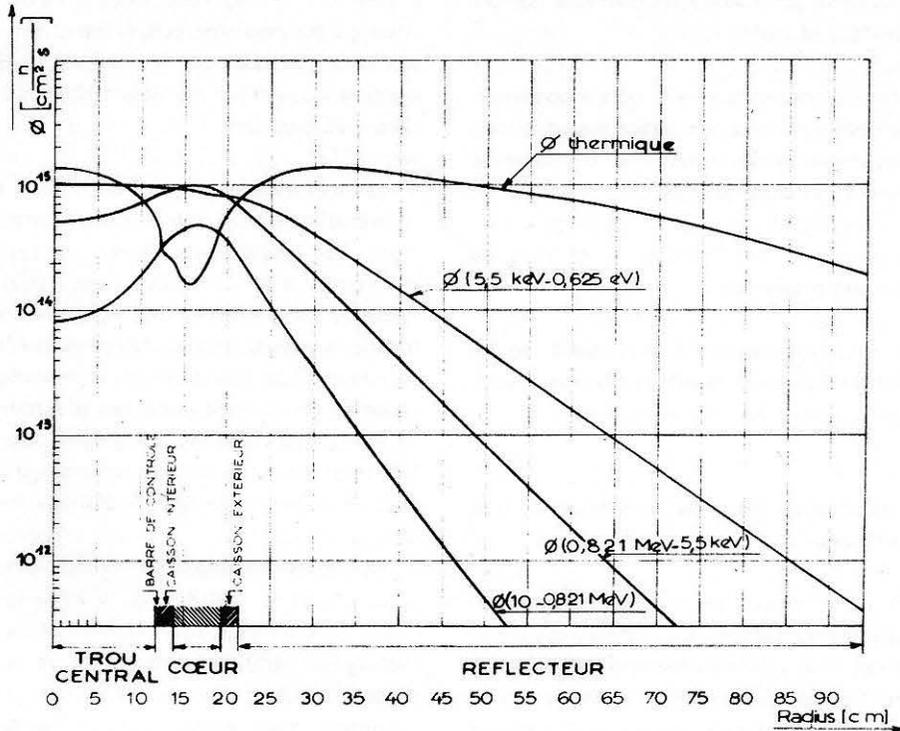


Fig. 2. — Courbes de flux dans le plan médian du coeur

2) Permettre d'obtenir des neutrons dans une gamme de longueurs d'onde comprises approximativement entre 0,5 et 20 angströms, avec des énergies variant de 500 à 0,2 meV.

3) Permettre d'optimiser ces flux selon trois spectres principaux :

a) Un spectre de neutrons thermiques en équilibre avec le milieu, à la température ordinaire de l'eau lourde du réflecteur. Ce spectre possède une répartition maxwellienne des vitesses correspondant à cette température.

b) Un spectre de neutrons froids de grandes longueurs d'ondes $\lambda > 4 \text{ \AA}$ et d'énergie $E < 5 \text{ meV}$ obtenu à l'aide d'une source froide de deutérium liquide à -250° C ., de dimension suffisante (26 dm^3) pour que les neutrons puissent se mettre en équilibre thermique avec le deutérium. Cette source froide, placée dans le réflecteur d'eau lourde, permet de gagner, par décalage du spectre par rapport au spectre thermique dans l'eau lourde, un facteur de 10 à 50 sur les flux correspondants aux longueurs

comprise entre 1 et 0,3 angström et d'énergie E comprise entre 100 et 400 meV, obtenus par passage dans un cylindre de graphite de 20 cm de diamètre, porté à environ 2000° C par chauffage nucléaire. Pour les longueurs d'ondes et les énergies considérées, le gain apporté sur le flux est de l'ordre d'un facteur 15.

Ces neutrons seront utilisés pour l'étude des fortes liaisons atomiques, donc des courtes distances interatomiques.

4) Obtenir un flux de neutrons rapides, source de bruit de fond, aussi réduit que possible dans le réacteur même, et pratiquement totalement supprimé pour certaines expériences placées sur des "conduits de neutrons". Ces conduits sortent du réacteur et se prolongent dans un bâtiment placé dans d'exceptionnelles conditions d'absence de tout rayonnement autre que celui des neutrons thermiques. Ils doivent permettre de réaliser une série d'expériences inédites, en particulier dans le domaine de la biologie moléculaire. (Ces conduits utilisent les propriétés de réflexion totale des neutrons de grande longueur d'onde et permettent,

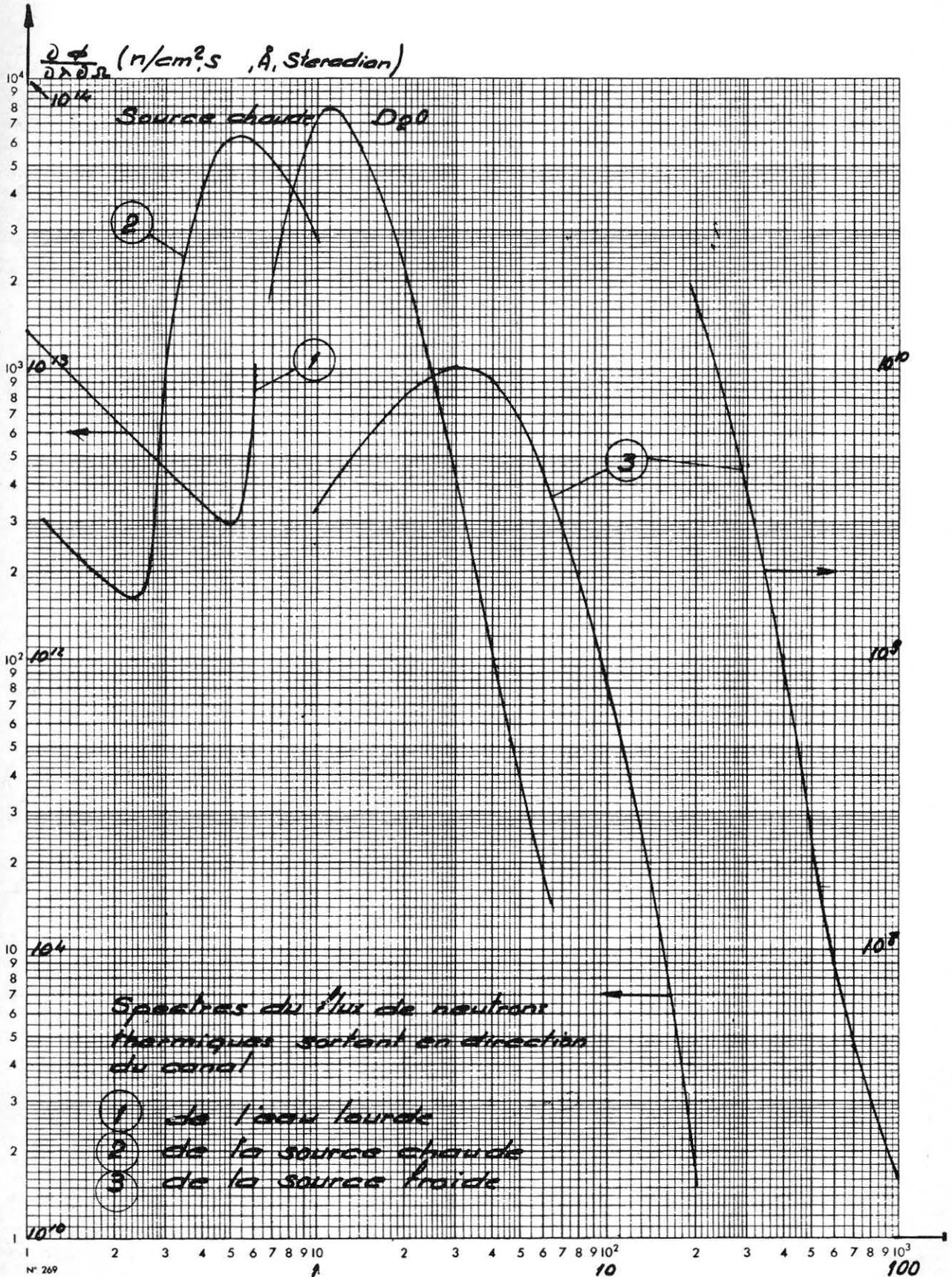


Fig. 3.

grâce à des conduits légèrement courbés, de séparer les neutrons thermiques des neutrons rapides et des γ).

- 5) Comporter un nombre aussi élevé que possible de canaux permettant le maximum d'expériences simultanées (40 sur le R. H. F.) pour rentabiliser un investissement forcément élevé, compte tenu des performances recherchées.
- 6) Présenter une très grande souplesse, autorisant aux moindres frais une refonte partielle ou totale, tous les quatre ans par exemple, d'une partie de l'environnement expérimental, la solution envisagée pour acquiescer cette souplesse devant toutefois permettre une exploitation aussi économique et aisée que possible.
- 7) Avoir le meilleur "rendement" possible, (rapport du flux utile à la puissance thermique totale), pour réduire l'importance du coût du cycle de combustible.
- 8) Obtenir des conditions de sûreté et de fiabilité appropriées, compte tenu des impératifs ci-dessus et de l'environnement.

III. - CONCEPTION ET PERFORMANCES DU REACTEUR A HAUT FLUX

L'analyse quantitative et qualitative des besoins expérimentaux, ainsi que les études préliminaires du coeur, permirent de conclure que les buts recherchés pouvaient être atteints avec un réacteur de faible puissance, 57 MW, refroidi et modéré par de l'eau lourde, en utilisant la technologie des coeurs hautement enrichis en U_{235} , gainés d'aluminium.

Le coeur est une source de neutrons alimentant un réflecteur extérieur, où les neutrons rapides qu'il émet sont ralentis, créant un flux de neutrons thermiques. La détermination du coeur consistait à rendre ce flux maximal, pour la moindre puissance et le cycle de combustible le plus économique. Or le flux de neutrons thermiques dans le réflecteur est principalement lié à la puissance spécifique sur la surface extérieure du coeur supposé homogène ; pour le niveau de flux recherché, la puissance spécifique atteint 3 MW/dm^3 ; cette valeur étant déjà élevée pour une technologie "aluminium", nous avons retenu un coeur cylindrique et homogène, exempt de singularités locales susceptible de provoquer des relèvements de flux, donc des points chauds. De plus,

la substitution d'eau lourde au combustible central, augmentant la probabilité de fuites et la réactivité, permet de diminuer la puissance totale. Enfin le taux de combustion moyen de 30 %, qui minimise le coût du cycle de combustible, détermine la réactivité initiale.

Compte tenu alors d'astreintes mécaniques et thermo-hydrauliques, l'optimisation recherchée conduit à un coeur annulaire de 40 cm de diamètre extérieur, d'une hauteur de 80 cm et possédant un trou central rempli d'eau lourde de 26 cm de diamètre. Sa puissance totale est 57 MW [2]. Le tableau II de l'article suivant rassemble les principales caractéristiques du coeur du réacteur. Son "fonctionnement" neutronique est explicité également dans l'article suivant.

En résumé, il est possible de dire que les neutrons de fission, après ralentissement dans le réflecteur, produisent un maximum de flux à 15 cm du coeur. C'est donc dans cette région "éloignée" du coeur que seront placés les nez de canaux. Au nez des canaux le flux de neutrons rapides est 40 fois moins important que dans le combustible et le gain sur les échauffements, par rapport au combustible, représente un facteur 7 à 8. De plus, les canaux sont orientés tangentiellement au coeur. Cette disposition procure une atténuation d'un facteur 10 environ sur la contribution des γ et des neutrons rapides dans les faisceaux sortants, car elle tire parti de la répartition isotrope des neutrons thermiques dans tout le réflecteur, alors que les neutrons de fission et le rayonnement γ ont une distribution radiale par rapport à la surface externe du combustible.

Les neutrons ralentis dans la zone centrale de l'élément combustible provoquent 25 % des fissions. C'est donc un endroit favorable pour contrôler le réacteur à l'aide d'une barre de pilotage, sans provoquer de perturbations notables sur le flux dans le réflecteur. De même, des barres de sécurité placées immédiatement autour du coeur dans le réflecteur auront, de par leur position, une grande efficacité. Les vitesses d'introduction des barres de pilotage et de sécurité ont été calculées pour éviter, lors de rampes accidentelles de réactivité tout phénomène thermique susceptible de conduire à une redistribution de débit et pour pallier les effets de tous sauts accidentels de réactivité, tels qu'ils pourraient être imaginés dans l'état actuel de nos connaissances.

La conception technique du coeur découle de ces considérations. Partant du centre du réacteur (figure 7, chap. 4), nous distinguons trois régions coaxiales. La région centrale de 26 cm de diamètre est utilisée pour contrôler le réacteur à l'aide d'une barre cylindrique en nickel commandée par le dessous du bloc-pile. La région combustible constituée d'un élément unique entoure la région précédente. Cet élément (du type H. F. I. R. de Oak Ridge) contient 280 plaques courbes soudées sur deux viroles concentriques. Plusieurs raisons ont conduit à adopter cette solution : bonne homogénéité de la répar-

tition du combustible, suppression d'un caisson fixe contenant l'élément, bonne stabilité mécanique, absence de contraintes locales, facilité de manutention. La zone active de 5,5 cm d'épaisseur contient 8,6 kg d'uranium 235, réparti uniformément. Les plaques combustibles ont 1,27 mm d'épaisseur et sont séparées par une lame d'eau de 1,8 mm (Figure 4) ; elles se terminent à chaque extrémité par une zone de 3 cm de hauteur contenant au total 5,8 g de bore 10. La hauteur de l'élément combustible avec ses embouts est de 1,5 m. La région extérieure de 2,5 m de diamètre et de 2,5 m de hauteur constitue le réflecteur d'eau lourde dans lequel aboutissent les nez de canaux.

Les études d'arrangement des canaux et des sources dans le réflecteur autour du coeur, ainsi que le mode de déchargement de l'élément combustible ont déterminé la conception du caisson et des canaux. L'intégration des sources froide et chaude s'est répercutée fortement sur la conception et le dimensionnement du bloc-pile, étant donné la taille et les astreintes propres au fonctionnement et au démontage de ces importants dispositifs. (Figure 5).

Pour la source froide, les comparaisons avec une source à hydrogène, les études de thermalisation et d'échauffement, ont conduit à choisir le deutérium

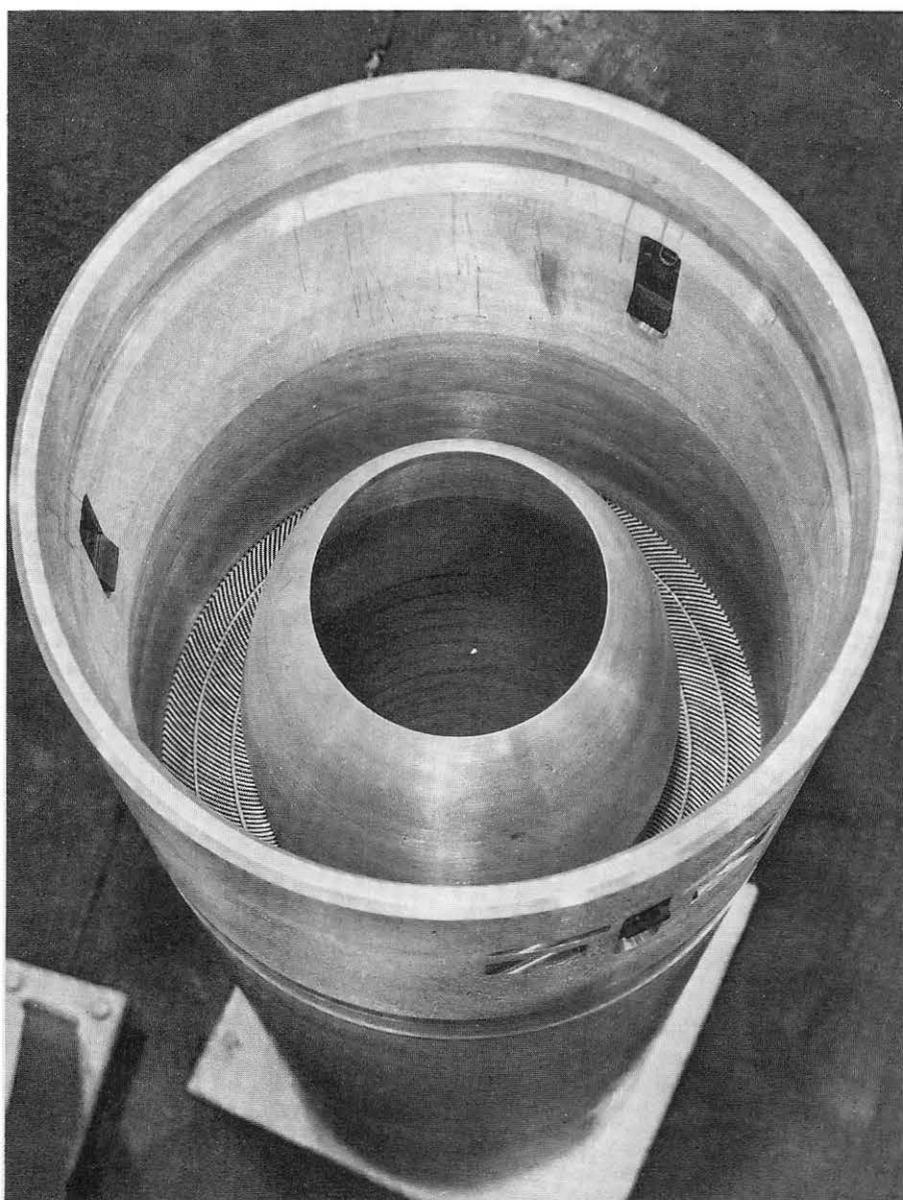


Fig. 4. — L'élément combustible

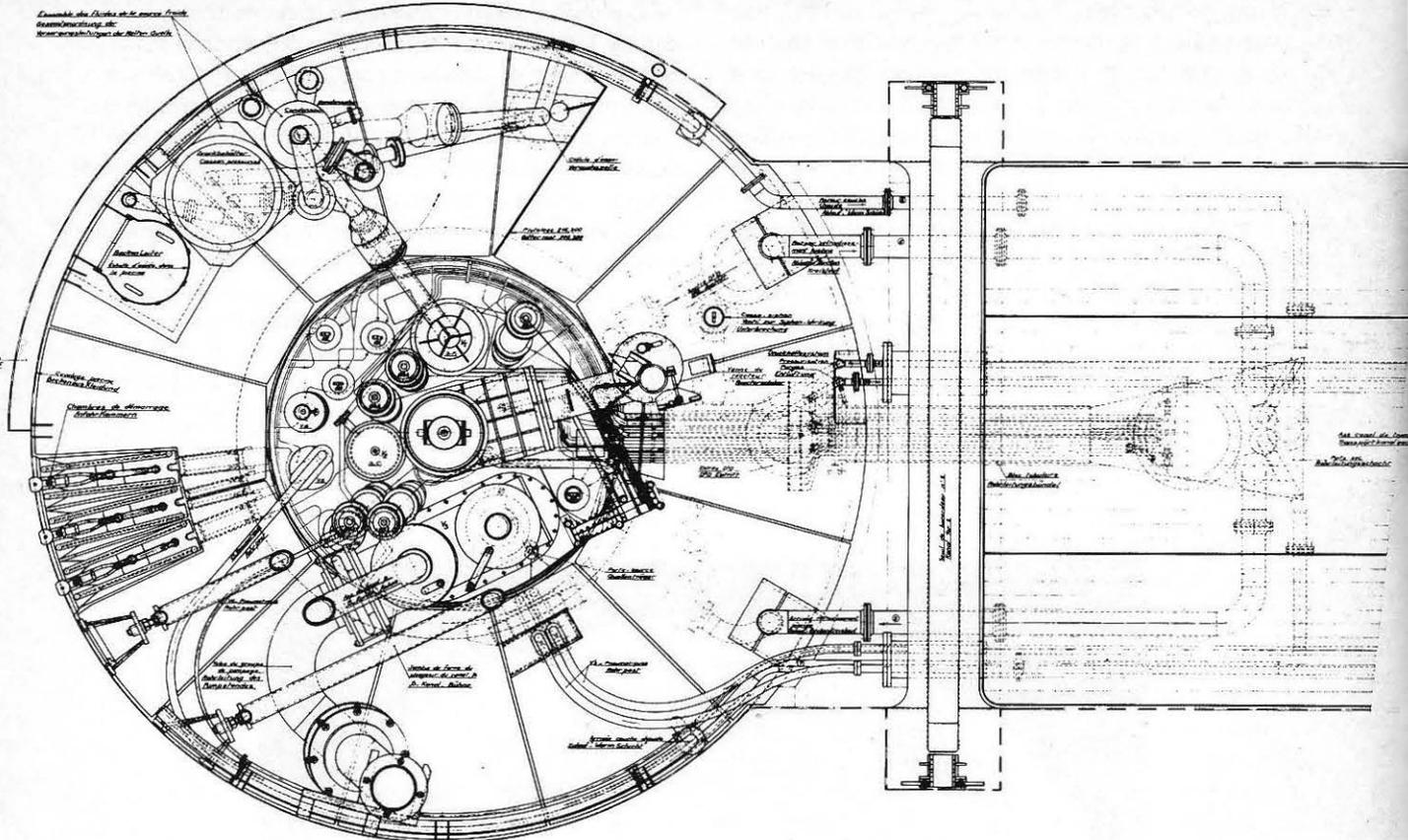


Fig. 5. — Aménagements de la piscine, Vue de dessus, en coupe, au niveau 223,70.

liquide pour les raisons suivantes :

- Une source de deutérium liquide de 38 cm de diamètre installée à 50 cm de l'interface du coeur fournit pour tous les neutrons de longueur d'onde supérieure à 4 angströms un flux supérieur à celui d'une source d'hydrogène placée à 20 cm du coeur.
- Pour une source de deutérium placée loin du coeur, la densité d'échauffement du modérateur et le flux de chaleur transféré de la paroi du vase cryogénique au liquide est comparable à celle des sources déjà existantes, mais serait 10 fois supérieure pour une source à hydrogène.
- La grande surface utile demandée par les utilisateurs (20 cm x 20 cm) ne permettait pas de bénéficier de la compacité d'une source à hydrogène liquide. Un volume liquide seulement 10 fois plus faible au lieu de 100 fois comme théoriquement possible avec l'hydrogène n'était plus décisif ni au plan de la sûreté ni à celui de l'économie.

Les optimisations retenues ont conduit à choisir une cellule sphérique remplie de 26 dm³ de deutérium liquide (Figure 6). Placée à 70 cm de l'axe du coeur,

elle dégage une puissance relativement élevée de 8 kW. Le deutérium est en ébullition à 25⁰ K ; il se condense sur un échangeur refroidi à l'hélium gazeux situé 7 m plus haut dans la piscine. La circulation du deutérium s'effectue par thermosiphon entre cellule et condenseur. L'ensemble de cette installation a demandé de grands soins pour obtenir un fonctionnement sûr. Une double paroi entourant entièrement le circuit de deutérium permet de détecter des fuites éventuelles. Le couplage de fonctionnement du réacteur et de la source exige un système de régulation et de sûreté très complet et fiable. (Figure 7).

La source chaude, étudiée au Kernforschungszentrum de KARLSRUHE, est constituée d'un cylindre de graphite de 20 cm de diamètre et de 30 cm de hauteur. Le graphite est maintenu à 2 000⁰ K par chauffage nucléaire, grâce à une isolation de laine de graphite de quelques centimètres d'épaisseur [4]. Une enceinte en zircaloy à double paroi est nécessaire pour surveiller l'intégrité de la cellule (Figure 8).

Le réflecteur d'eau lourde est contenu dans un caisson en aluminium de 3 cm d'épaisseur, percé de nombreuses pénétrations de canaux. Dans ce réflecteur, cinq barres de sécurité cylindriques d'environ 10 cm de diamètre, en

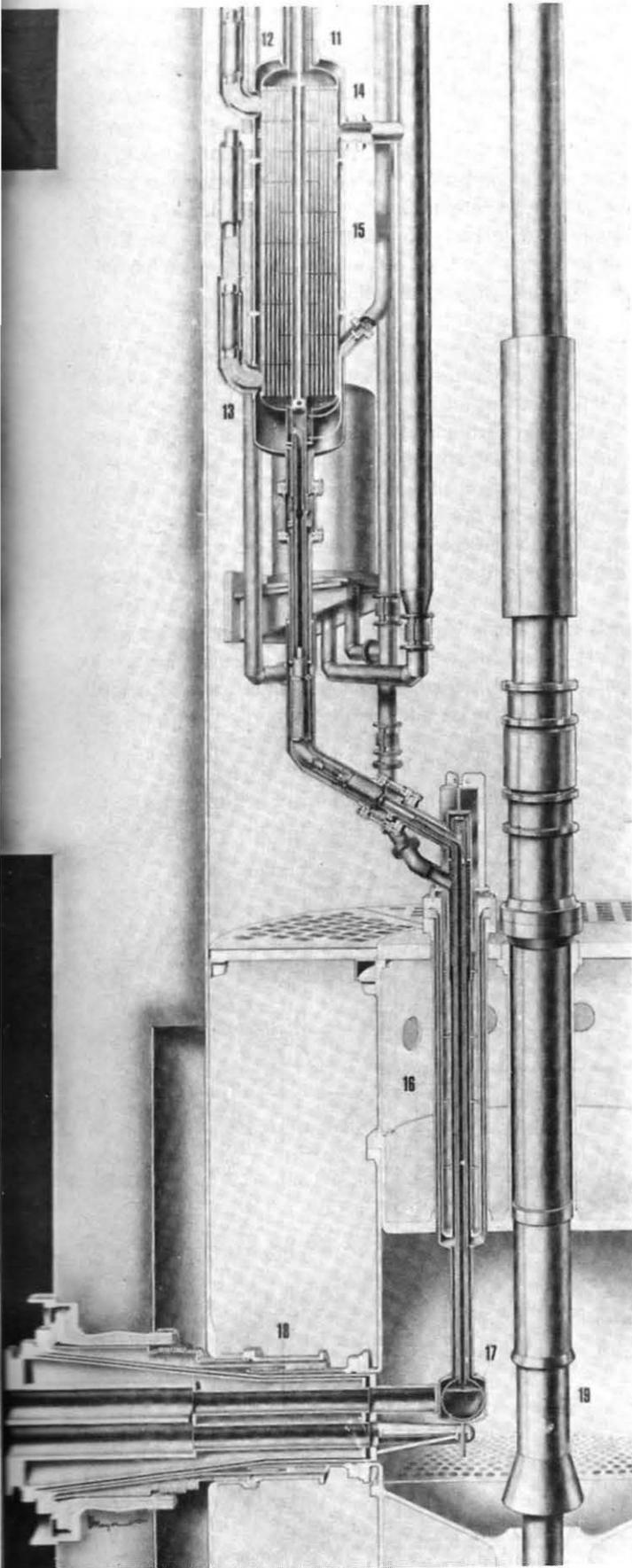


Fig. 6. - Partie de la source froide située dans la piscine.

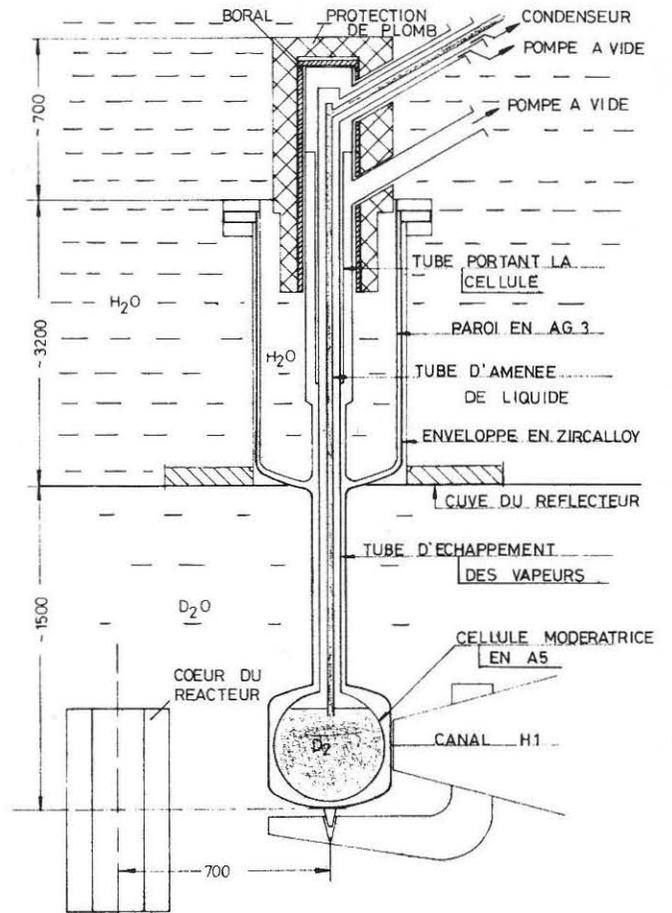


Fig. 7. - Partie de la source froide située dans le réflecteur

LEGENDES
(Fig. 6.)

- 11 - canalisation de deutérium
- 12 - sortie d'hélium froid
- 13 - entrée d'hélium froid
- 14 - canalisation de pompage
- 15 - condenseur
- 16 - partie située dans le réflecteur
- 17 - cellule de deutérium liquide
- 18 - canal d'extraction des neutrons
- 19 - cœur du réacteur

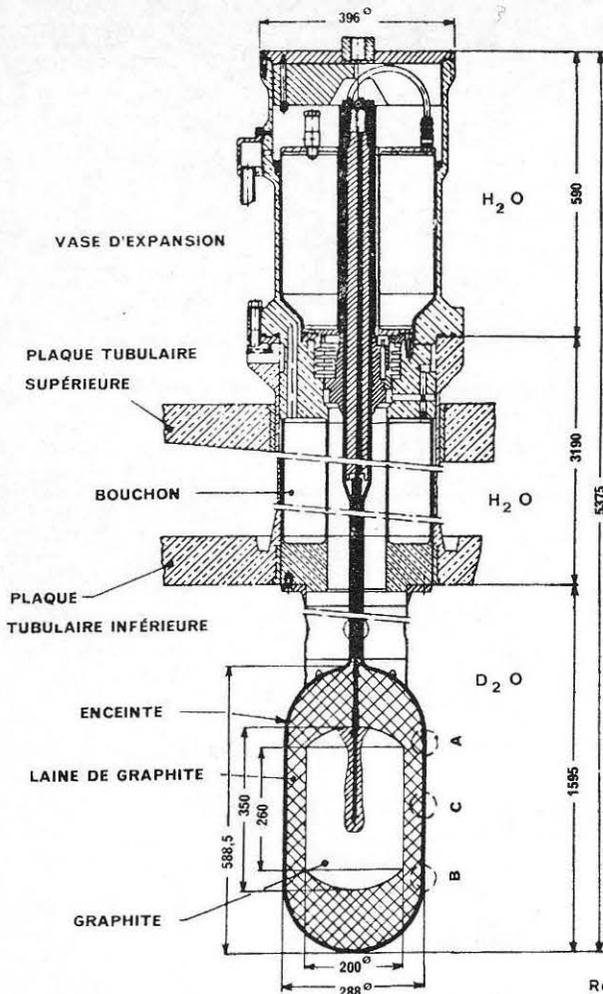


Fig. 8. - Coupe verticale de la source chaude

alliage argent-indium-cadmium, plongent au plus près de l'élément combustible sans être guidées à l'intérieur du réflecteur même. Dans toute la zone déjà décrite entourant immédiatement le coeur, il n'existe donc aucune structure fixe passive. Seules, deux tubulures plongent dans le caisson, en partie basse, pour servir d'appui à l'élément combustible, en partie haute, pour le centrer. La tubulure inférieure se prolonge hors du caisson et sert de guide à la barre de contrôle centrale. La tubulure supérieure se prolonge au dessus pour servir de "cheminée" de manutention de l'élément.

Cette cheminée reçoit latéralement un débit de 2 200 m³/h d'eau lourde sous une pression de 14 bars. L'eau lourde traverse l'élément combustible à une vitesse de 15,5 m/s entre plaques et remonte ensuite à très basse vitesse dans le réflecteur sous une pression de 4 bars. C'est par une optimisation soignée du coeur que ce circuit unique présentant de nombreux avantages a pu être obtenu en laissant le réflecteur à basse pression. Les viroles constituant les supports des plaques canalisent l'eau, au niveau de l'élément combustible. Ces parois sous contraintes, soumises à des flux importants sont ainsi renouvelées à chaque cycle. Par ailleurs, une petite fraction du débit circule dans la région centrale du coeur, refroidit la barre de pilotage et est reprise par un circuit séparé. (Figure 9).

Deux ensembles mécaniques importants prolongent le

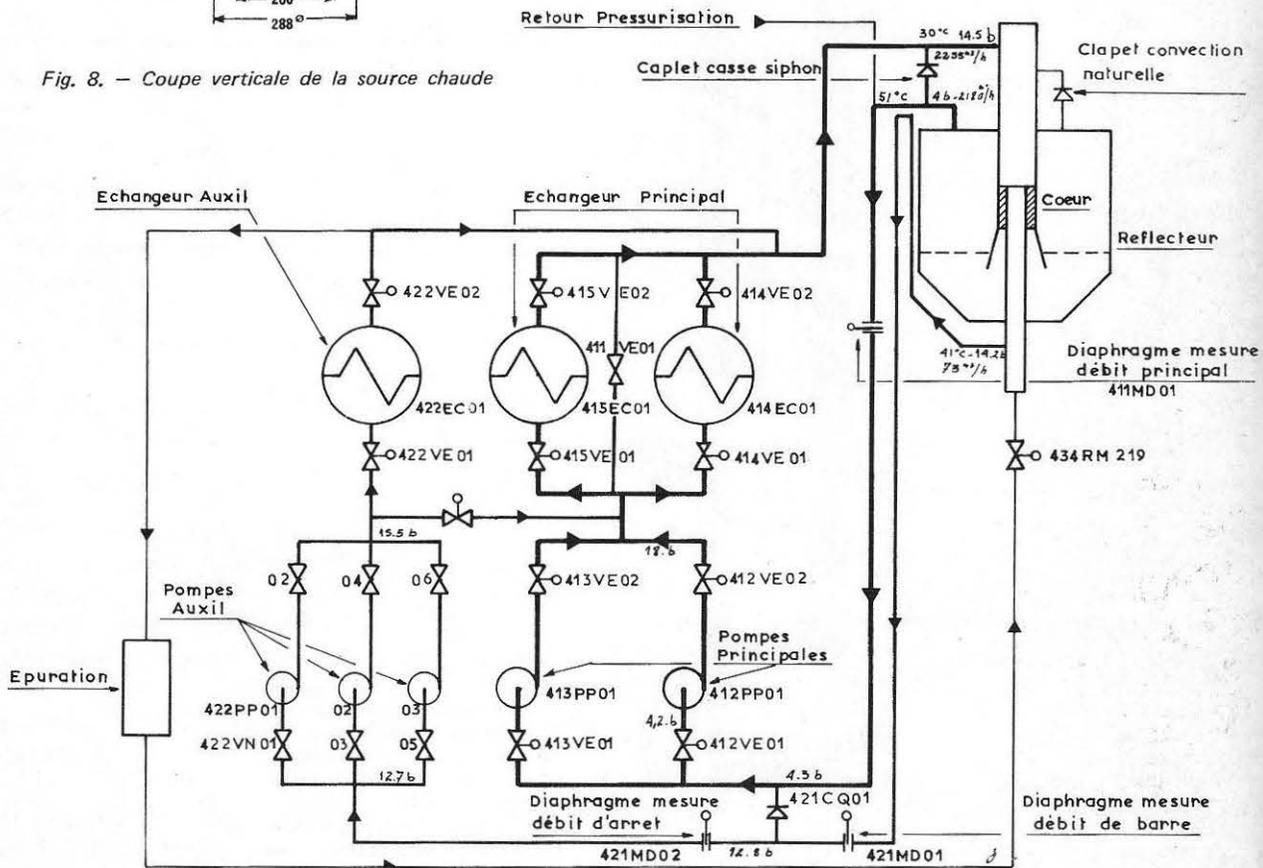


Fig. 9. - Schéma simplifié des circuits primaires d'eau lourde

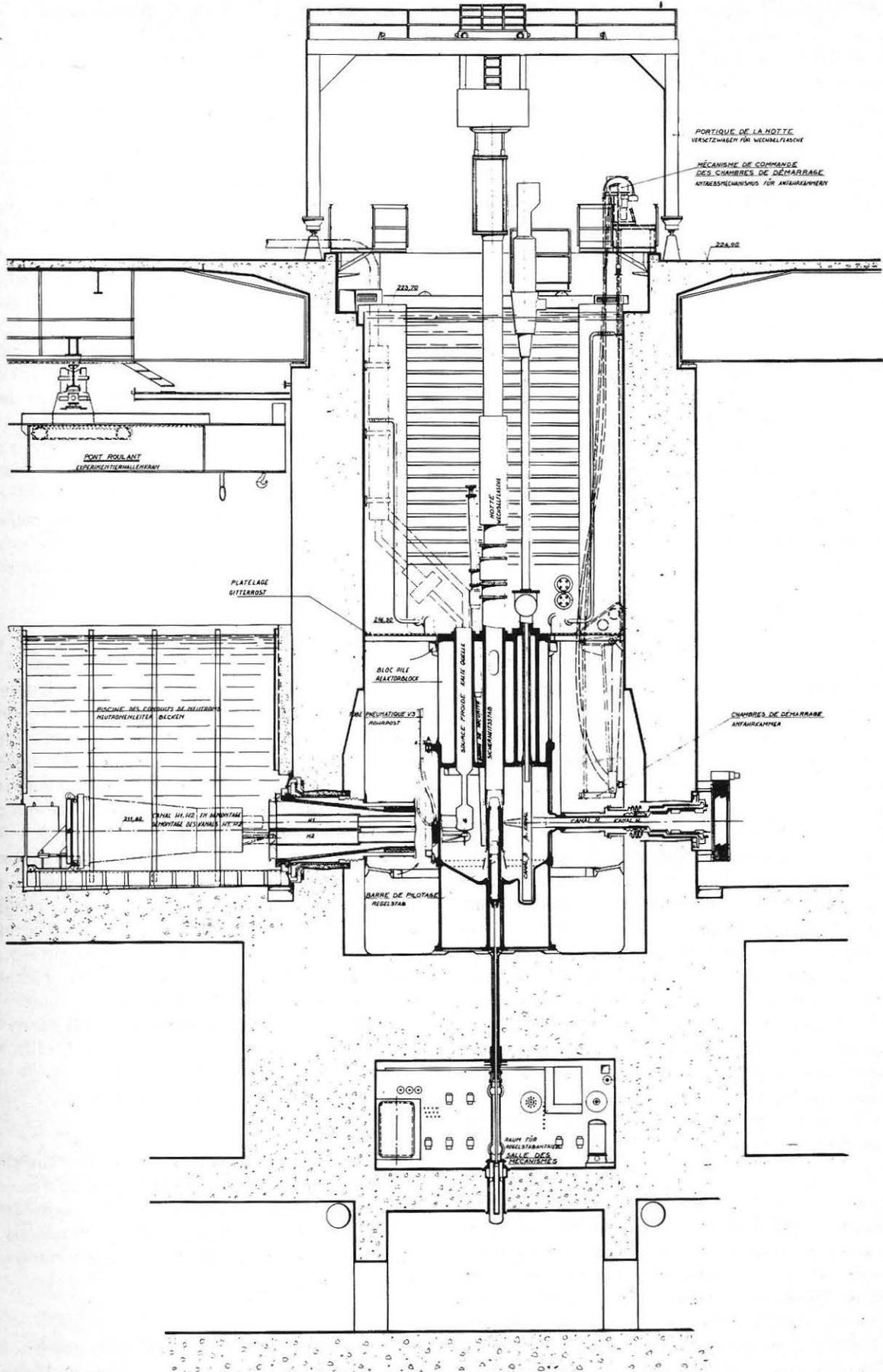


Fig. 10. — Coupe verticale dans le bloc pile

caisson (Figure 10). Le premier est constitué par 16 manchettes en aluminium qui débouchent à l'extérieur de la protection de béton. Elles ont un diamètre de 13 cm à 90 cm au niveau du caisson auquel elles sont raccordées par joint et s'évasent progressivement à l'intérieur de la protection en béton pour atteindre une bride extérieure de 40 cm à 150 cm de diamètre à laquelle est fixé le canal en doigt de gant. Les manchettes contiennent donc de l'eau lourde jusqu'à leur bride extérieure. Quatre manchettes sont inclinées vers le haut, les autres sont horizontales, non radiales et à diverses cotes au voisinage du plan médian du coeur. Le deuxième ensemble mécanique est un bloc tubulaire en aluminium de 2,5 m de diamètre et 3 m de hauteur, servant de couvercle au caisson auquel il est raccordé par un joint. Ce bloc tubulaire est essentiellement constitué de deux plaques épaisses supportant des tubulures verticales ou obliques : la cheminée, les tubulures des barres de sécurité, les tubulures des sources froide et chaude, celles des clapets de convection naturelle, la tubulure de sortie d'eau, une tubulure pour canal vertical et quelques autres pour pneumatiques. Ces diverses tubulures contiennent de l'eau lourde jusqu'à une bride supérieure où sont raccordés les dispositifs mentionnés.

On distingue deux grands types de joints. Les joints sur le caisson sont dans une zone active, quoique faiblement irradiée : ils sont métalliques et démontables à distance, seulement pour une refonte importante. Les joints sur le sommet du bloc tubulaire et à l'extrémité extérieure des manchettes sont très faiblement activés ; ils sont organiques et aisément accessibles pour des démontages opérationnels.

L'ensemble de ce bloc réacteur repose sur le fond d'une piscine d'eau déminéralisée de 6 m de diamètre et de 14,5 m de hauteur. Cette piscine assure la protection supérieure et une partie de la protection latérale en fonctionnement normal et lors du déchargement ou de démontages. Le niveau peut être abaissé à l'arrêt de 7,5 m, rendant accessibles les brides supérieures du bloc tubulaire pour le démontage des dispositifs verticaux. Ces opérations nécessitent la vidange de l'eau lourde et le remplissage en eau ordinaire, opérations séparées par un séchage poussé du bloc réacteur, par une succession de mises sous vide et de balayages d'azote. Le niveau d'eau est ensuite remonté et les manutentions se font alors sous eau, comme dans une pile piscine.

Le déchargement de l'élément combustible, délicat comme dans toutes les piles à eau lourde, est rendu complexe par l'importance de la puissance résiduelle (élément combustible unique constituant le coeur complet et problèmes de criticité). Il est effectué après un jour d'arrêt, alors que les produits de fission dégagent encore 180 kW, puissance évacuable dans l'eau par convection naturelle. Cette opération est réalisée sous la protection de la piscine, par une hotte immergée qui vient reposer sur le sommet de la cheminée. Deux vannes

identiques de part et d'autre de l'accouplement, l'une sur la hotte, l'autre sur la cheminée, ont des diamètres suffisants pour laisser passer l'élément combustible. (Figure 11). L'opération se déroule de la façon suivante : l'accouplement réalise l'étanchéité, grâce à deux joints toriques et un joint gonflable ; l'espace entre les deux vannes est vidangé, séché les deux vannes sont ouvertes et le niveau d'eau lourde monté dans la hotte ; le grappin descend accrocher l'élément combustible et le remonte dans la hotte, les deux vannes sont refermées, l'espace entre les vannes vidangé et séché, la hotte est désaccouplée et transportée sous eau dans la piscine de stockage. L'élément combustible est refroidi en convection naturelle à l'aide d'un échangeur intégré à la hotte qui cède sa chaleur à la piscine elle-même. Au bout de 40 jours, la puissance résiduelle a suffisamment décrépu (20 kW) pour que la hotte puisse être vidée de son eau lourde et l'élément sorti dans l'eau de la piscine. Il faut remarquer que les grappins des hottes sont munis d'une épée absorbante, qui dans toutes ces opérations, viennent se placer au centre de l'élément combustible, afin d'augmenter le facteur de sous-criticité et pour pallier les effets d'une rentrée accidentelle d'eau légère entre les plaques et autour de l'élément, alors que le trou central peut encore contenir de l'eau lourde.

Au cours des manoeuvres de déchargement et de démontage et par suite du grand nombre de joints entre eau lourde et eau ordinaire, le titre de l'eau lourde peut se détériorer ; pour des raisons neutroniques, il doit être maintenu à 99,7 %. D'autre part, la production de tritium dans l'eau lourde est importante, environ 4 curies par dm^3 et par an. Pour faciliter les interventions sur les circuits, la teneur en tritium est limitée à 2 Ci/ dm^3 . Une installation a donc été prévue pour éliminer à la fois le tritium et l'hydrogène. Cette installation utilise un procédé original d'échange catalytique entre vapeur d'eau lourde polluée et deutérium gazeux pur. Le deutérium est ensuite liquéfié puis subit une distillation fractionnée qui permet d'éliminer l'hydrogène et le tritium. Une deuxième colonne de distillation concentre le tritium de 0,1% à 99 %, le rendant utilisable pour des applications civiles. L'ensemble de ce procédé avait déjà donné lieu à de petites unités pilotes (Brevet CEA, PV 72612). Notre installation, proche du réacteur, traite 16 l/h d'eau lourde et produit environ 18 g/an de tritium.

Au delà de la cuve piscine de 6 m de diamètre, un mur de béton lourd (densité 5,5) d'un mètre d'épaisseur, complète la protection latérale. Un canal de transfert et de stockage de 7 m de profondeur communique d'un côté avec la piscine du réacteur, et de l'autre avec une cellule chaude.

Une enceinte cylindrique de 60 m de diamètre abrite le réacteur et les équipements principaux (Figure 12). Le bâtiment est divisé fonctionnellement en trois niveaux :

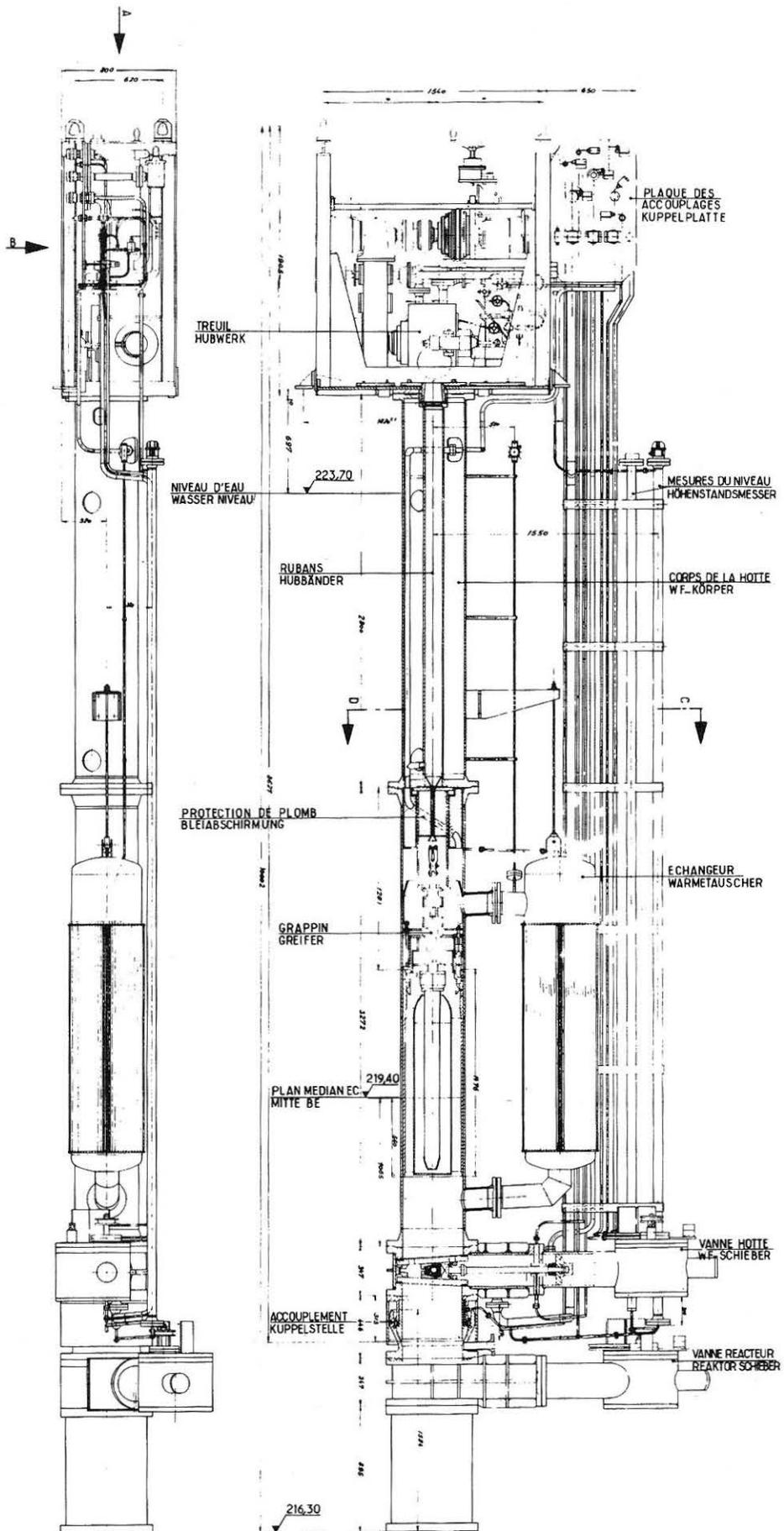


Fig. 11. - La hotte de manutention

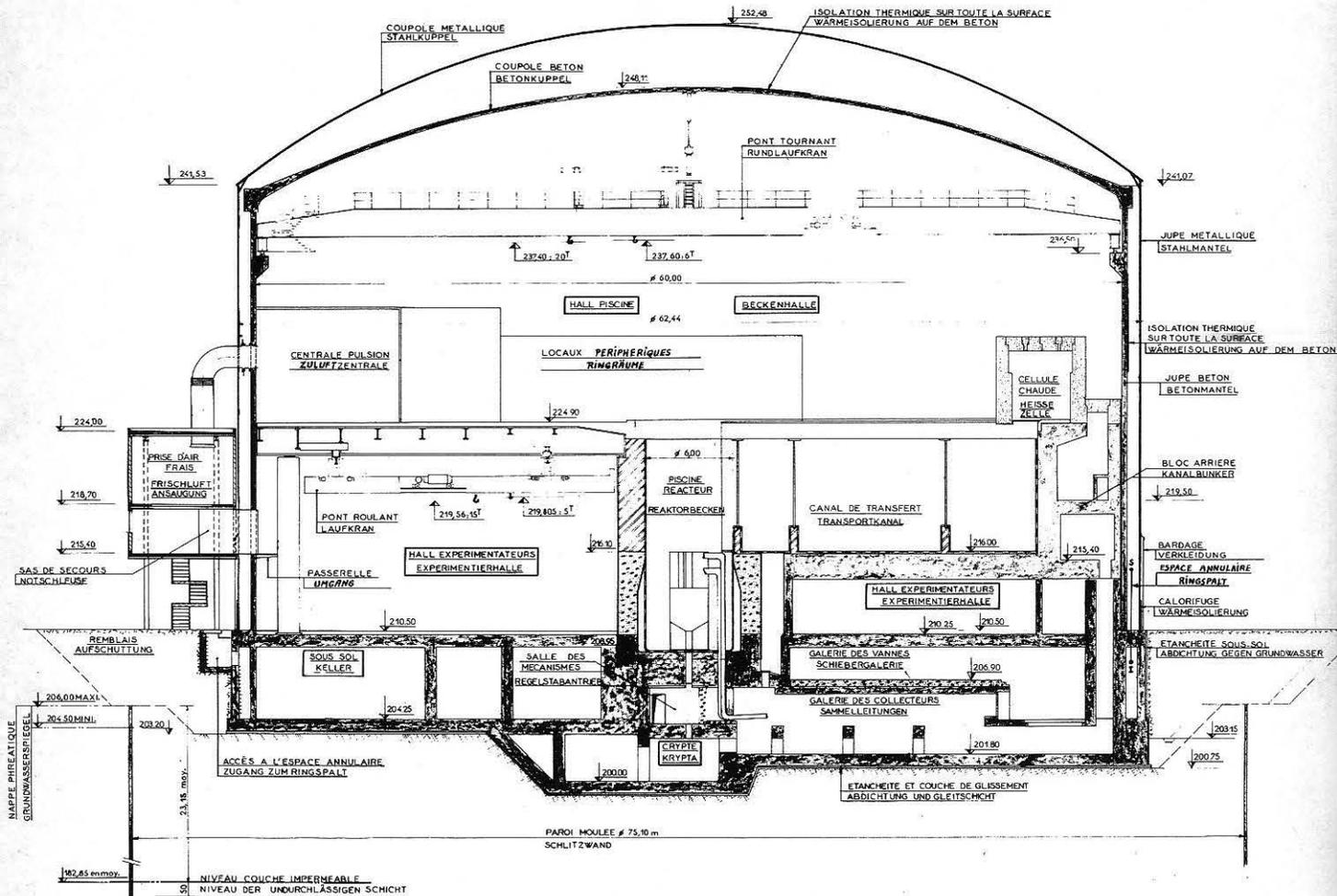


Fig. 12. — Coupe générale du bâtiment réacteur

- un sous-sol, qui contient tous les circuits d'eau et la partie extraction de la ventilation ;
- un plancher, à 1,3 m au dessous du coeur, réservé aux expérimentateurs ;
- un plancher supérieur, au niveau de la piscine, servant essentiellement à l'exploitation du réacteur et des dispositifs verticaux.

Le système de ventilation permet de distinguer ces trois zones où les risques de contamination sont différents.

Le confinement général est assuré par une enceinte parfaitement étanche, rendue nécessaire par les conditions particulières du site. Cette enceinte est constituée d'une paroi intérieure de 40 cm de béton et d'une paroi extérieure indépendante en acier. L'espace intermédiaire est maintenu en permanence à une surpression de 150 mbar, valeur qui excède toute surpression interne accidentelle, y compris celle consécutive à une mise à

l'air de l'élément combustible irradié.

IV. — ORGANISATION ET DEROULEMENT

Les premiers contacts entre physiciens et ingénieurs des deux pays datent du début de 1965. Les études se développèrent progressivement puis furent mises en commun. En janvier 1967, un accord fut signé entre les deux gouvernements. Les textes de l'accord comportent une convention diplomatique, un contrat de société et les statuts de cette société. La convention prévoit :

- la création de l'INSTITUT MAX VON LAUE — PAUL LANGEVIN,
- la construction du Réacteur à Haut Flux dans le cadre d'une coopération bilatérale,

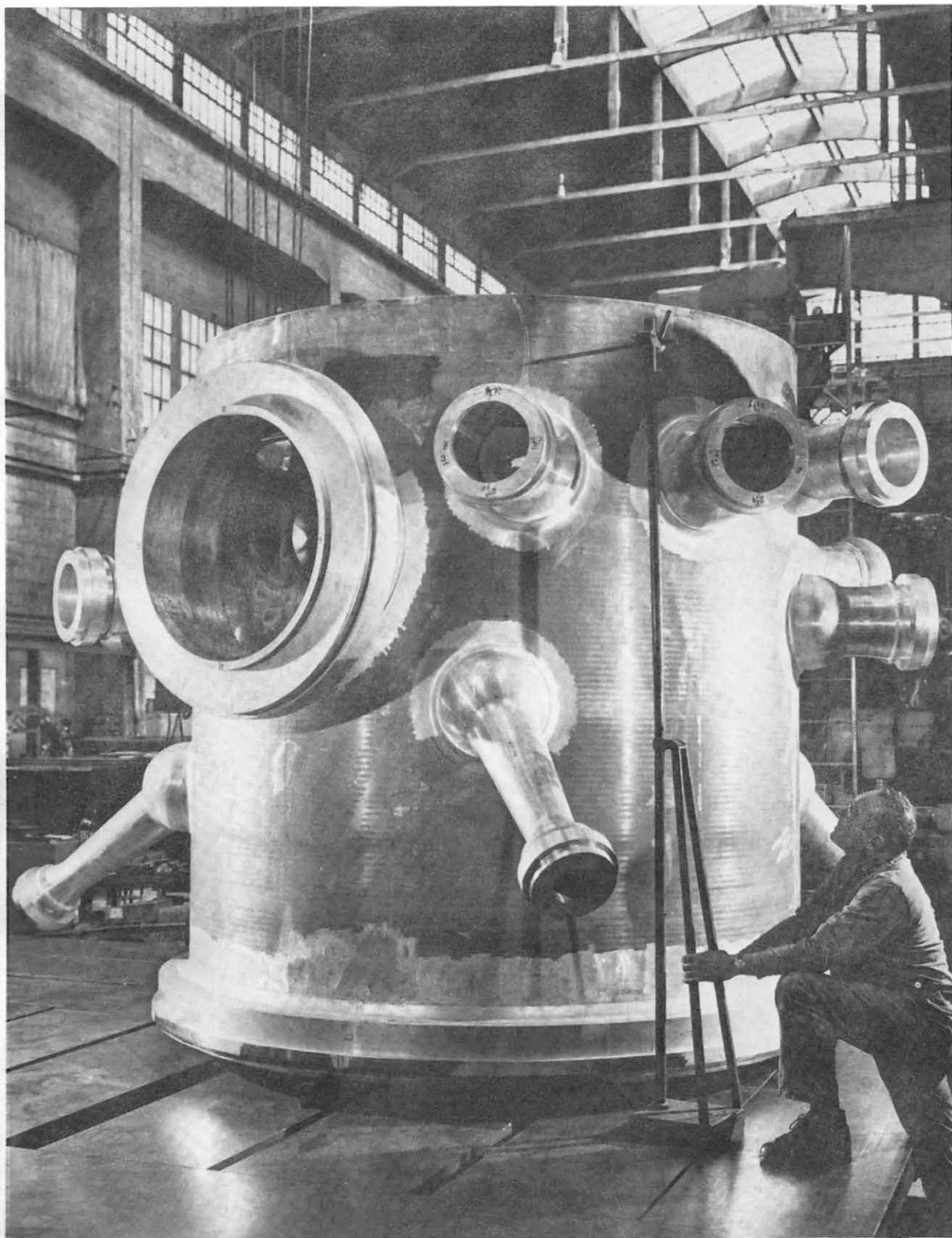


Fig. 13. — Bidon réflecteur : contrôle, tracage et balancement de la partie supérieure avant soudage (31 août 1970). Le bidon est disposé ici la tête en bas.

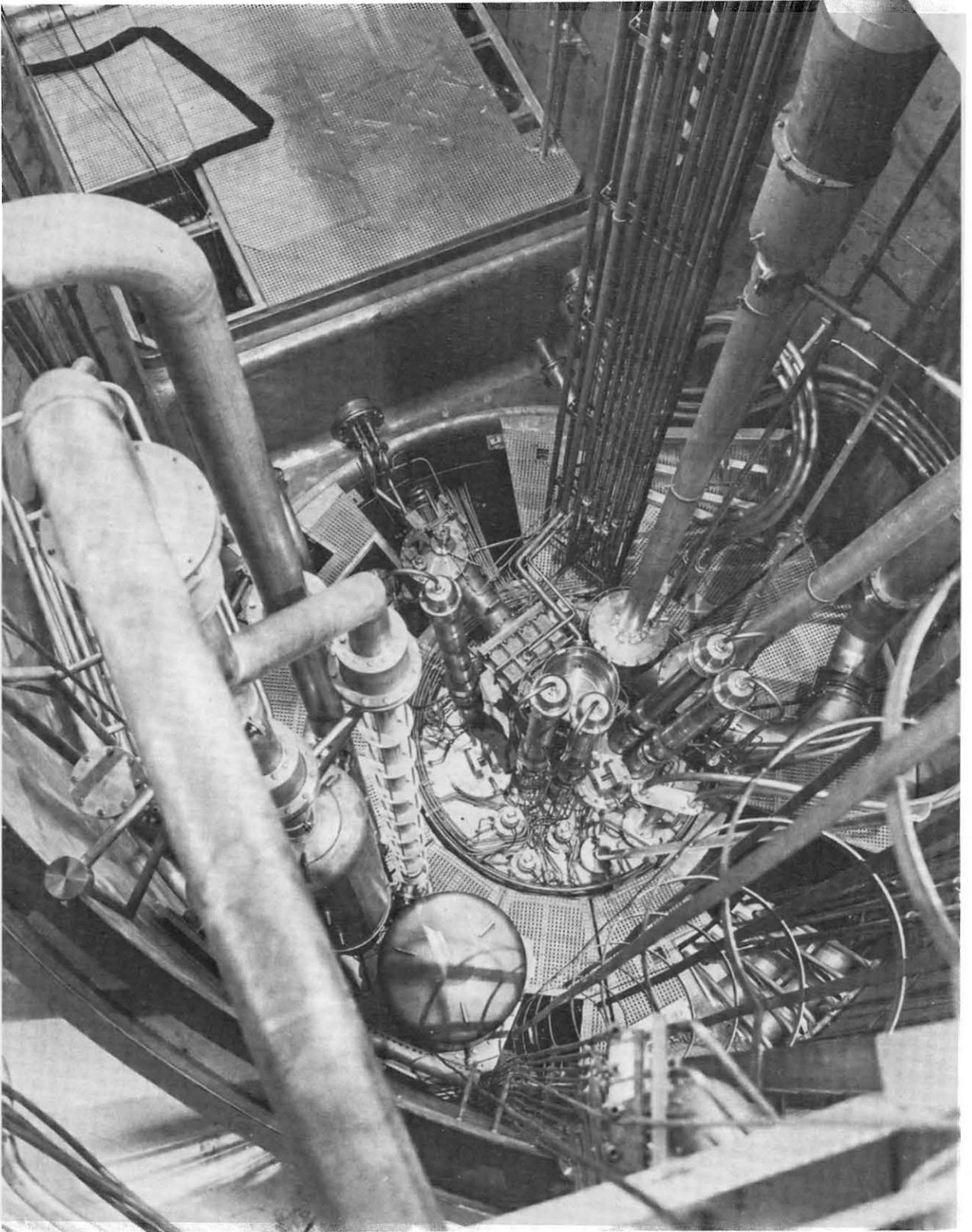


Fig. 14. — Bloc pile et piscine (octobre 1971)

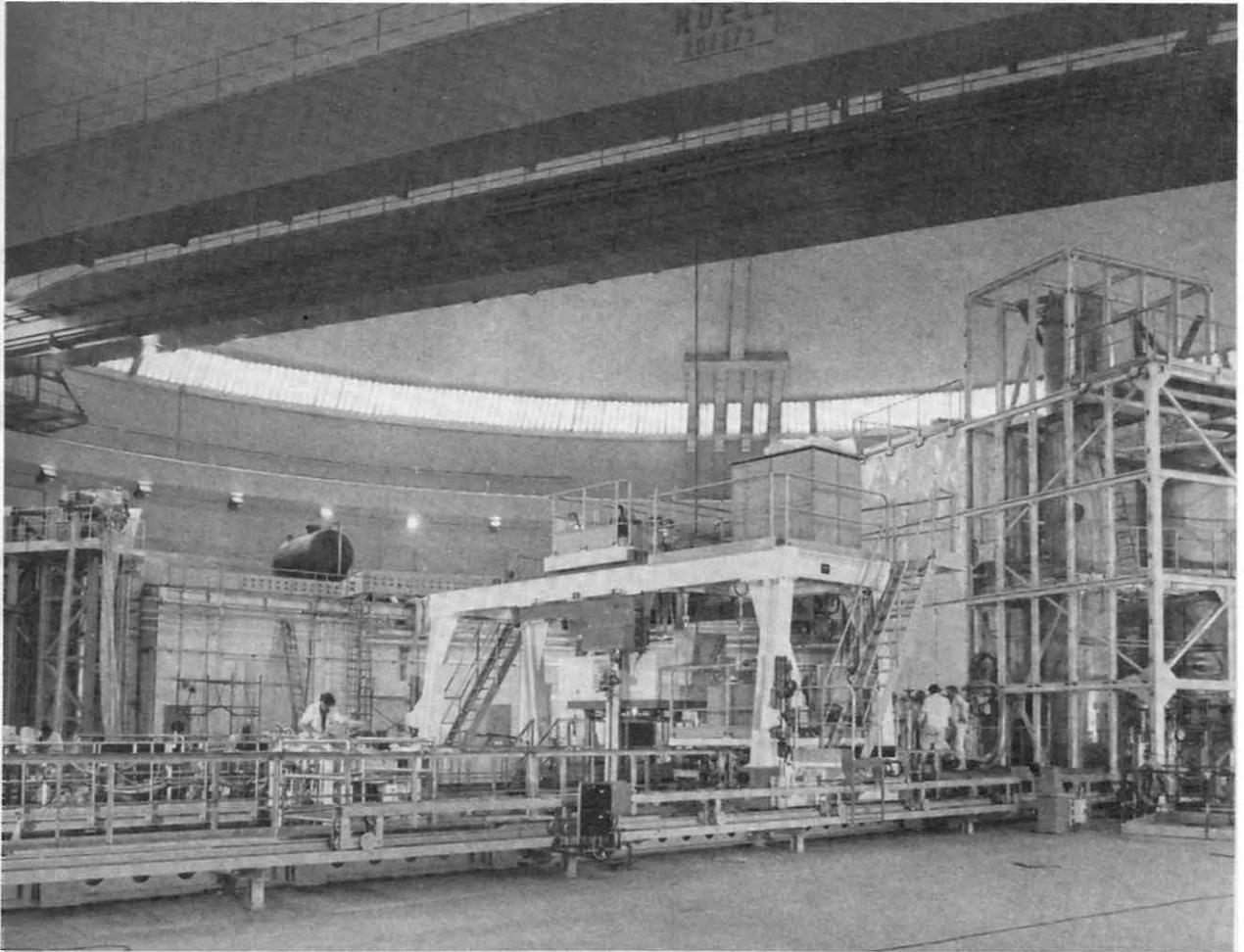


Fig. 15. — Le hall piscine (juin 1971)

— l'exploitation du réacteur avec possibilité d'extension dans le cadre d'une coopération élargie à d'autres organismes ou d'autres pays.

Pour bénéficier du maximum d'indépendance et de souplesse, l'INSTITUT MAX VON LAUE — PAUL LANGEVIN fut créé sous forme d'une société civile de droit français dont les associés sont, du côté allemand, la GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG avec 50 % de participation initiale aux dépenses de construction et d'exploitation, et du côté français, le CENTRE NATIONAL DE LA RECHERCHE SCIENTIFIQUE et le COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE, avec chacun une participation de 25 %. Cette société est administrée par un Comité de Direction dont le Président est alternativement allemand et français, par un Directeur allemand et un Directeur Adjoint français. Le Directeur est assisté par un Conseil Scientifique paritaire. En outre une Commission de Contrôle des Comptes s'assure a posteriori de la régularité des opérations et rend compte au Comité Directeur. Les associés ont confié la responsabilité des études et de la construction à un Chef de Projet français et à un Chef de Projet Adjoint allemand. L'Equipe Projet, composée d'une quarantaine de

personnes, bénéficie de l'aide d'un "Architecte Industriel" franco-allemand pour la coordination et la surveillance de la construction.

Pour respecter le partage paritaire, le Comité Directeur choisit de répartir a priori les études et les fournitures entre les industriels allemand et français, afin d'éviter au maximum les difficultés résultant des différences de langues, de normes et d'habitudes. Cependant quelques contrats importants furent passés avec des groupements binationaux. Cette répartition initiale ne fut pas remise en cause par les ajustements monétaires de 1969 ; seule la réalisation des dispositifs expérimentaux fut répartie paritairement sur les nouvelles bases monétaires.

Née d'un échange d'idées entre Ministres et Scientifiques français et allemands, lors de la troisième Conférence de GENEVE, la réalisation du Réacteur à Haut Flux de GRENOBLE et de l'INSTITUT MAX VON LAUE — PAUL LANGEVIN a été l'occasion d'une collaboration fructueuse entre organismes d'Etat, scientifiques, industriels, des deux pays. Trois ans après le début des travaux sur le site, le réacteur a divergé le

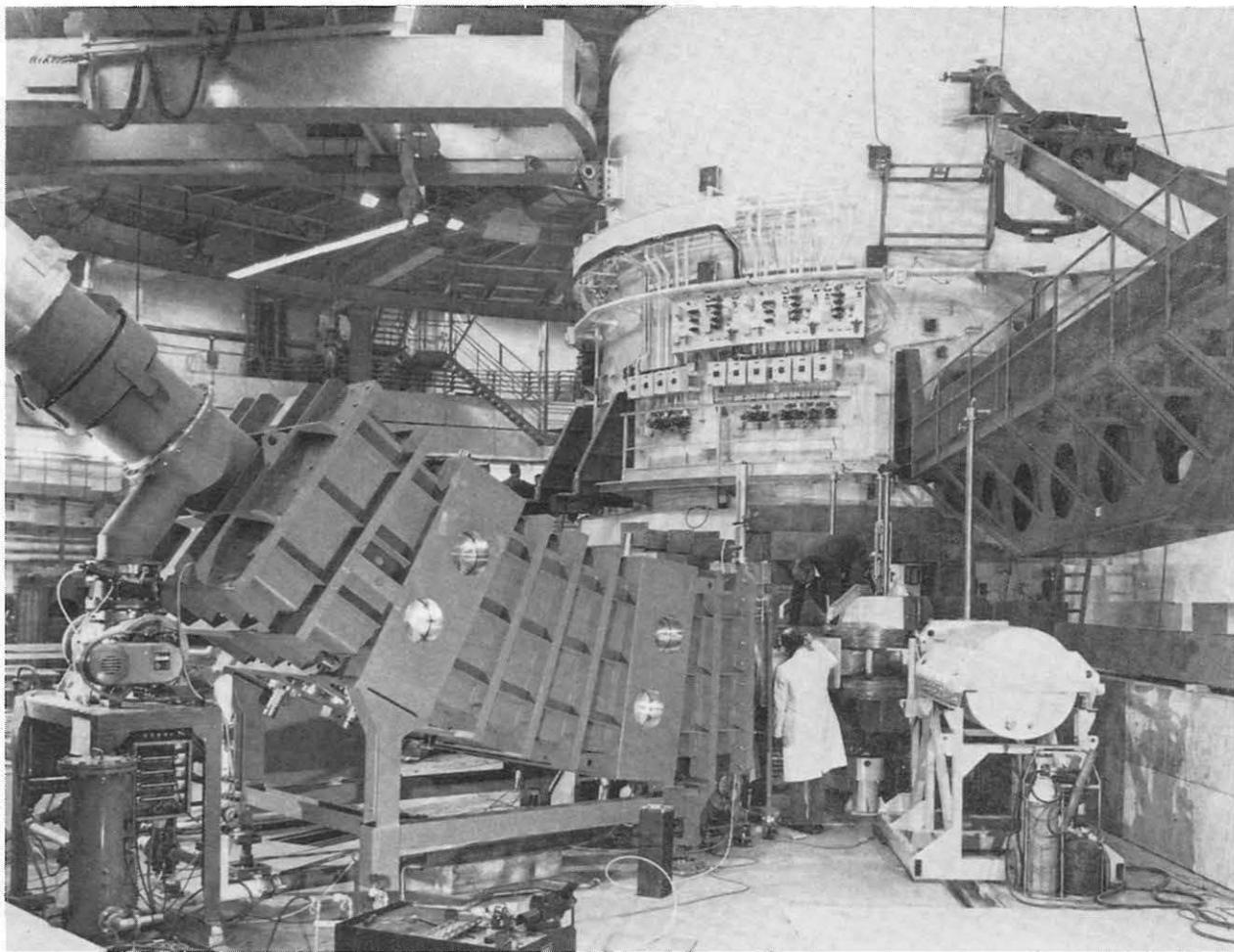


Fig. 16. — Le hall d'expérimentation (octobre 1971)

31 août 1971 et sa montée en puissance s'est effectuée en moins d'une semaine du 16 au 21 décembre de cette même année, alors que déjà plus d'une centaine de chercheurs et de technologues s'apprêtent à mettre en oeuvre la première génération d'expériences.

Il reste à souhaiter que la coopération franco-allemande initiale s'élargisse à d'autres nations ou d'autres organismes. Alors, sans aucun doute, le R. H. F. sera l'instrument d'un progrès scientifique important et prendra sa totale signification sur le plan européen.

REFERENCES BIBLIOGRAPHIQUES

- [1] BECKURTS, KH and DAUTRAY, R., Project studies for the franco-german High flux reactor (CONF 660925 Santa Fe) New Mexico septembre 19-23 (1966)
- [2] ECKERT, H., and SCHARMER, K., Foehn Das Kritische Experiment für den Deutsch-Französischen Hochflu-reaktor - INSTITUT MAX VON LAUE — PAUL LANGEVIN
- [3] AGERON, P., EWALD, R., HARIG, H.D., VERDIER, J., La source de neutrons froids pour le Réacteur à Haut Flux franco-allemand de GRENOBLE, Energie Nucléaire janvier-février (1971)
- [4] WUNDERLICH, F., BOHME, G., DREXEL, W., Die Heisse Quelle des H F R, Reaktortagung Berlin 20-22 April (1970)
- [5] CHATOUX, J., BREGEON, L., REUTLER, H., Industrie Atomique N° 4 sept. oct. 1971
- [6] NETTER, F., Le neutron (Encyclopédie Universalis).

Les aspects neutroniques et thermiques. L'élément combustible

Par L. BREGEON * F. LAFAURIE ** et J.P. SCHWARTZ *

I. - CONCEPTION DU COEUR

Flux élevés de qualité

Le but essentiel du coeur est de fournir un flux de neutrons thermiques élevé au nez de canaux destinés à extraire des faisceaux de neutrons "particularisés". La qualité demandée à ce flux exige que le bruit de fond en neutrons rapides et épithermiques, ainsi qu'en échauffement γ pour la plupart d'entre eux, soit aussi faible que possible. De plus, les vingt canaux occupent un volume important où l'on doit trouver une souplesse suffisante pour procéder aux modifications et adaptations des dispositifs expérimentaux. Les recherches sur la conception du coeur ont tendu à la réalisation de ces objectifs, dans un cadre technologique déjà éprouvé, aux meilleures conditions économiques.

Coeur-source

Ces études ont conduit à un coeur-source entouré d'un réflecteur de grand volume. Le coeur est largement

sous-moderé, de sorte que la plupart des neutrons rapides sortent du coeur, diffusent et se ralentissent dans le réflecteur. Ils y créent un pic de flux de neutrons thermiques, près duquel le nez des canaux est placé. Des neutrons thermiques en proportion suffisante rentrent dans le coeur où ils sont absorbés et entretiennent la réaction en chaîne.

Réflecteur d'eau lourde

Le réflecteur doit ainsi constituer un bon ralentisseur, peu absorbant ; il doit avoir une longueur de diffusion assez grande pour que le pic de flux thermique se produise relativement loin du coeur, à un endroit où les flux rapides, épithermiques et gamma ont décréu notablement. Neutroniquement, seuls pouvaient convenir l'eau lourde et le béryllium. Mais, alors que la décroissance des flux rapide et épithermique est du même ordre dans l'eau lourde et le béryllium, la décroissance du flux thermique est trois fois plus faible dans l'eau lourde que dans le béryllium, où l'on est obligé d'introduire environ 5% d'eau naturelle pour en assurer le refroidissement. Cet avantage, joint à la souplesse supérieure apportée par un réflecteur liquide, a fait adopter l'eau lourde comme réflecteur.

* Division d'Etude et de Développement des Réacteurs, CEN de Saclay

** Direction des Productions, CEN de Fontenay-aux-Roses.

Élément combustible Al

Pour obtenir un "rendement" satisfaisant, c'est-à-dire un rapport flux maximum dans le réflecteur/puissance du réacteur, élevé, le coeur devait être de faible volume, donc avoir une charge spécifique en combustible importante. Par ailleurs, le flux, principalement lié à la puissance spécifique sur la surface extérieure du coeur, imposait par son niveau de 10^{15} n cm⁻² s⁻¹ au nez des canaux ($1,5 \cdot 10^{15}$ n cm⁻² s⁻¹ flux non perturbé) une valeur élevée de la puissance spécifique : 3,3 MW/dm³ au point chaud. On atteint ainsi un domaine de hautes performances pour l'élément combustible, pour lequel on a retenu en effet la technologie "aluminium", celle-ci étant bien connue et ce domaine se trouvant déjà exploré. Ce dernier argument est d'ailleurs celui qui a grandement contribué à assigner une valeur raisonnable au flux, les avantages retirés d'un réacteur poussé dans ses derniers retranchements avec des flux plus élevés étant inférieurs à ceux d'un réacteur au flux moindre, mais dont la souplesse et la sécurité de fonctionnement sont plus grandes.

Trou central avec une barre de contrôle unique

La meilleure utilisation des neutrons a conduit à un coeur de forme cylindrique, avec un trou central qui accroît réactivité et rendement. Il est utilisé pour le contrôle et la compensation, par l'intermédiaire d'une barre unique.

Réfrigérant eau lourde

Le réfrigérant pouvait être de l'eau lourde ou de l'eau naturelle. Le choix n'étant pas facile, une étude poussée a été entreprise sur la comparaison des deux solutions ; les résultats en sont exposés dans un rapport commun C. E. A.—G. F. K. [1]. Ils ont conduit à préférer l'eau lourde : la principale raison est la sécurité que nous apporte l'eau lourde dans la réalisation de l'objectif fixé, par rapport aux aléas techniques de la version eau naturelle (performances de l'élément combustible à la limite du domaine connu, problèmes d'étanchéité et de tenue sous irradiation de matériaux de structure).

On aboutit ainsi à un coeur annulaire sous-modéré, refroidi et réfléchi par l'eau lourde.

II. - DETERMINATION DU COEUR

Basée sur le calcul

Pour déterminer la géométrie du coeur, on s'est appuyé essentiellement sur des calculs, en ce qui con-

cerne les caractéristiques neutroniques, alors que les paramètres thermodynamiques étaient obtenus par des corrélations faisant largement appel aux expériences. Dans ce but, on a recherché et construit une méthode de calcul neutronique suffisamment précise pour assurer la détermination du coeur, en s'attachant à évaluer convenablement la réactivité et les pics de puissance dans un coeur où les gradients de spectre sont très importants. Une expérience critique, FOEHN, réalisée à EOLE s'est cependant avérée nécessaire pour estimer les perturbations en réactivité et en flux dues à la présence des canaux ; elle s'est montrée également indispensable pour mettre au point la méthode de calcul des barres de sécurité ; quant au coeur proprement dit, elle a permis de vérifier le bon accord des résultats expérimentaux avec les calculs [2].

Élément combustible type HFIR

Déterminer le coeur demandait en premier lieu de se fixer un élément combustible. Des études ont été entreprises à la fois sur des coeurs avec caisson résistant à la pression et sur des coeurs formés d'éléments combustibles tubulaires, tenant chacun individuellement la pression. La solution à élément-tube de force a été rejetée pour des raisons neutroniques de mauvais rendement. Face à des éléments combustibles en secteur d'anneau, du type utilisé aux U. S. A. dans le Advanced Test Reactor, on a retenu l'élément combustible monobloc, formé de 280 plaques combustibles assemblées entre deux viroles, du type High Flux Isotope Reactor. Il comporte en effet des avantages sensibles :

- coeur monobloc facile à manipuler pour le déchargement ;
- absence de caisson ;
- répartition de puissance plus favorable, la zone combustible étant un réseau homogène plaques-eau ;
- conditions d'emploi des plaques plus favorables du point de vue efforts et contraintes ;
- conception mécanique d'ensemble nettement meilleure.

185 g U₂₃₅/dm³ 15,5 m/s entre les plaques

Les contraintes mécaniques, thermohydrauliques et de fabrication, essentiellement liées à l'élément combustible, ont fixé la plupart de ses paramètres et délimité le domaine de recherche de la configuration du coeur :

- La charge en uranium a été fixée à la valeur limite couramment fabriquée ; s'agissant de poudre d'U Al₃ dispersée dans une matrice d'aluminium, on a adopté

une proportion de 33 % d'uranium pour laquelle on possédait une référence américaine de fabrication et surtout de tenue sous irradiation. La tenue sous irradiation a d'ailleurs été le principal critère de choix de ce combustible, face à l'oxyde U_3O_8 .

- La plaque combustible de 1,27 mm d'épaisseur et 0,38 mm de gaine a été conservée. La gaine a été réalisée en alliage d'aluminium avec : 1 % de Fe et 1 % de Ni qui donnent à l'alliage une bonne résistance à la corrosion, 1 % Mg, 0,2 % Mn et 0,3 % Cr pour augmenter les caractéristiques mécaniques ($\sigma_R \geq 17,5$ h bars $\sigma_E \geq 8$ h bars ; $A \geq 18$ %) 0,10 % Zr et 0,05 % Ti. La composition de cet alliage résulte d'études de corrosion réalisées en autoclave [3].
- Le canal d'eau a été déterminé par des considérations thermiques. Pour une épaisseur de plaque, une vitesse d'écoulement du réfrigérant et une pression à la sortie du coeur données, l'épaisseur du canal d'eau détermine la puissance extractible par unité de volume du coeur. L'épaisseur qui permet d'extraire la puissance maximale correspond dans notre cas à une valeur légèrement supérieure à 2 mm. L'optimum étant très plat, on a préféré choisir un canal de 1,8 mm pour augmenter la charge spécifique en combustible (à pourcentage donné d'uranium dans la "viande") et diminuer les températures dans l'uranium ; on obtient ainsi $185 \text{ g } U_{235}/\text{dm}^3$.
- La largeur de plaque l entre les viroles a été limitée à 8 cm environ afin de rester dans le domaine d'efforts et de déformations dont on avait l'expérience pour HFIR ; dans ce réacteur, la plaque de l'élément inférieur a 8,4 cm de large et l'on sait que les déformations varient approximativement en l^4 et V^2 .
- La vitesse de l'eau V entre les plaques est une donnée, liée à la précédente, que l'on a prise égale à 15,5 m/s (valeur HFIR), compte tenu de la puissance spécifique élevée à évacuer ($2,4 \text{ MW}/\text{dm}^3$ dans le filet chaud).

4,35 bars à la sortie du coeur

Par ailleurs, on a fait le choix préliminaire d'une faible pression dans le réflecteur, 4 bars, pour diminuer l'épaisseur des structures et les inconvénients qu'elle entraîne (échauffements λ , perturbations de flux et de réactivité) ; jointe à l'adoption, logique, d'un circuit unique d'eau lourde coeur et réflecteur, cette option entraîne une pression faible également à la sortie du coeur : 4,35 bars.

30 % d' U_{235} brûlé en moyenne

Il restait, pour calculer la réactivité initiale, à se fixer un taux de combustible moyen. Il existe une valeur qui

conduit au coût minimum du cycle de combustible. Un taux de combustion supérieur ne pourrait être obtenu qu'au prix d'une augmentation de réactivité, donc de volume, diminuant le rendement et augmentant la puissance ; ce surprix serait supérieur au gain dû à un taux de combustion plus élevé, abaissant le nombre annuel d'éléments à fabriquer. Une telle étude demande pour être menée à bien de façon exacte beaucoup de temps et des éléments économiques que nous ne possédions pas. Nous nous sommes donc bornés à une étude assez schématique, sur des bases approchées. Elle a mis en évidence un minimum du coût du cycle pour environ 30 % U_{235} brûlés ; ce minimum étant assez plat a paru un objectif raisonnable. Il conduit à un taux de combustion maximum de 60 %, sans danger pour la tenue sous irradiation (étant données les températures atteintes, 147° C . à l'interface plaque-eau).

$$H = 80 \text{ cm } R_e = 19,5 \text{ cm } R_i = 14 \text{ cm}$$

A partir de ces contraintes, on a déterminé les dimensions du coeur. La hauteur H se déduit des calculs thermiques, car elle détermine l'enthalpie de l'eau dans le filet chaud. On s'est fixé une marge de 1,5 par rapport au phénomène dangereux qu'est la redistribution de débit, celle-ci pouvant être prévue par le calcul à partir des lois physiques établies expérimentalement. Dans ce but des essais systématiques ont été réalisés au Service des Transferts Thermiques du CEN/G [4]. On a ainsi adopté une hauteur de 80 cm. Les rayons ont été ensuite calculés pour atteindre la réactivité liée aux astreintes ci-dessus, ainsi qu'aux caractéristiques générales du réacteur taille du réflecteur de 2,5 m de diamètre, nombre, nature et configuration des canaux ; le rendement demandant un rayon extérieur R_e faible et la limite de puissance spécifique une zone combustible mince, on aboutit aux valeurs suivantes, pour la zone active : rayon extérieur 19,5 cm, rayon intérieur 14 cm. On achève alors de préciser la région active en introduisant du bore à chaque extrémité des plaques combustibles ; on élimine le point chaud à l'aval des plaques et on abaisse de 20° C . sa température ; on diminue de 4 000 pcm la compensation à exercer par la barre de contrôle, limitant ainsi son efficacité et par conséquent le pic de puissance d'une part et son échauffement d'autre part.

5 barres de sécurité

Enfin, cinq barres de sécurité, en chutant dans le réflecteur, viennent faire écran aux neutrons thermiques rentrant dans le coeur et assurent l'arrêt d'urgence du réacteur, ainsi que la sous-criticité lors du chargement. L'unicité de l'élément combustible pose en effet un problème particulièrement sensible du point de vue criticité.

III. - REALISATION — PERFORMANCES

Le coeur physiquement déterminé se présente ainsi en trois zones coaxiales. (Figure 1).

Barre de contrôle en nickel

La barre de pilotage centrale en nickel (Figure 2), assure le contrôle du réacteur et la compensation nécessaire en dehors de celle apportée par le bore. Sa géométrie particulière est destinée à limiter le relèvement de puissance radial. Le talon de 40 cm de haut évite en effet une surépaisseur de la barre par rapport à ses 6 mm effectifs. Il apporte le supplément d'antiréactivité nécessaire à la sous-criticité à froid, mais s'efface presque complètement (de 23 cm) dès le démarrage.

280 plaques combustibles assemblées à 2 viroles par bombardement électronique

L'élément combustible (Figure 3) est formé de 280

plaques en développante de cercle, (Figure 4) solidaires de deux viroles en alliage d'aluminium A S G - T6 ($\sigma_R \geq 28$ h bars, $A \geq 8\%$).

Les plaques ont 899 mm de haut ; elles comprennent à chaque extrémité un noyau boré de 30 mm de haut. Le diamètre extérieur de la virole externe est 413,6 mm, son épaisseur 8 mm ; le diamètre intérieur de la virole interne est 260,8 mm, son épaisseur 6,5 mm ; la hauteur totale de l'élément est 1 475,98 mm. Ce coeur monobloc, encore davantage qu'un coeur modulaire, oblige à une réalisation sûre. Des études étalées sur plus de quatre ans se sont déroulées chez les fabricants CERCA et NUKEM, pour définir un processus de fabrication de l'élément. Les plaques étant considérées comme délicates à réaliser, mais de technologie connue, l'effort a porté essentiellement sur l'assemblage. La liaison plaques-viroles a été réalisée par soudure par bombardement électronique ; la qualité des pièces de structure (viroles), la détermination de l'assemblage proprement dit des plaques dans les rainures des viroles, la définition des paramètres de soudure (puissance, vitesse de défilement, fréquence de vibration du faisceau), l'étude d'une séquence pour les 25 cordons circulaires internes et les 25 cordons externes, la limitation des déformations et le respect des tolérances générales (notamment de l'épaisseur des canaux) ont constitué les objectifs primordiaux.

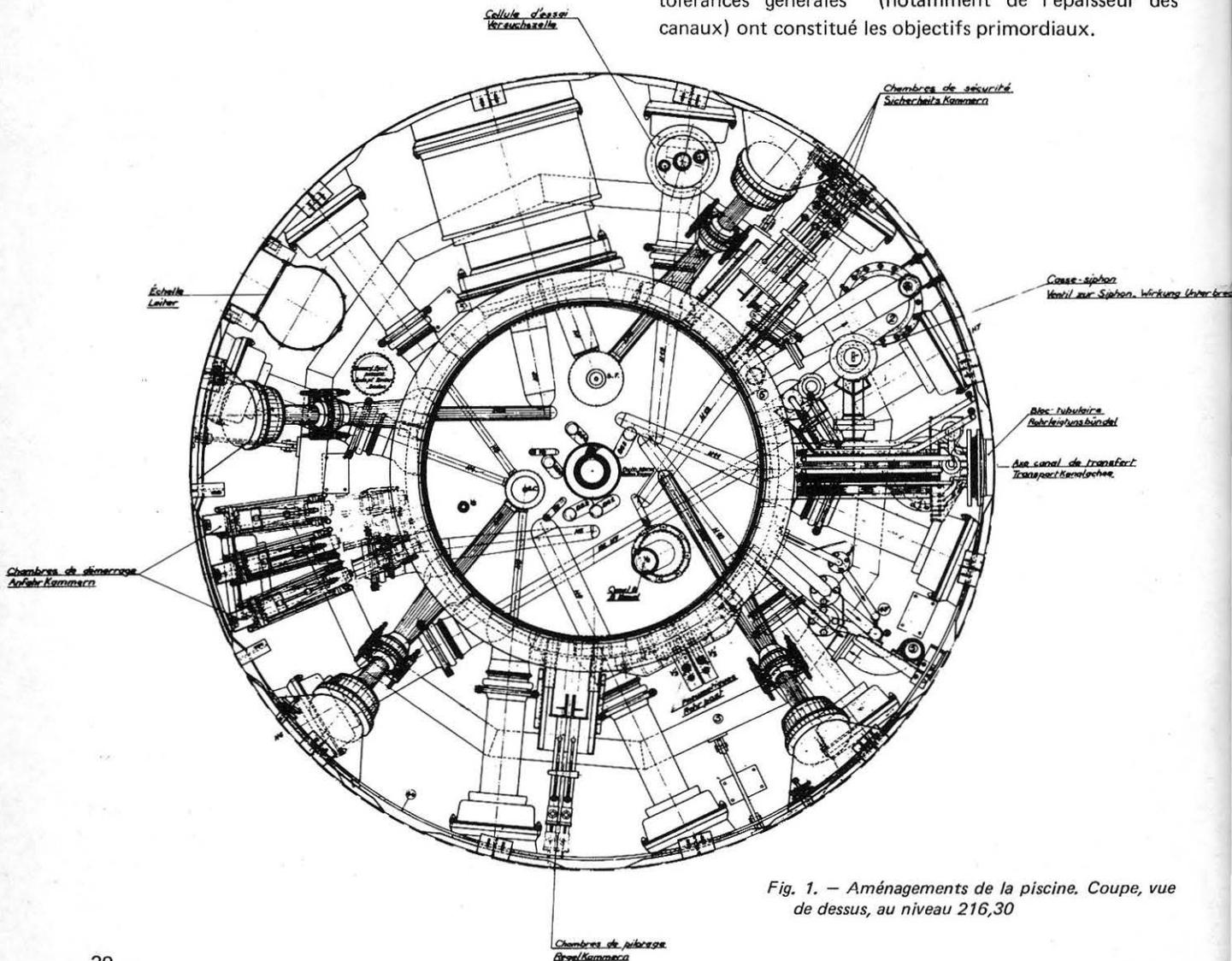


Fig. 1. — Aménagements de la piscine. Coupe, vue de dessus, au niveau 216,30

TABLEAU I

Caractéristiques de l'élément combustible

La plaque combustible	hauteur	899	mm	
	épaisseur	1,27	mm	
	épaisseur de l'âme	0,51	mm	
	épaisseur de gaine	0,38	mm	
	hauteur active	800	mm	
	rayon intérieur	140	mm	pour la zone active
	rayon extérieur	195	mm	pour la zone active
	surface d'échange	10,77	dm ²	
	hauteur de chaque noyau boré	30	mm	
	charge en U ₂₃₅	30,6	g	
	charge en B ₁₀	10,3	mg/noyau	
L'élément combustible	épaisseur du canal d'eau	1,8	mm	
	nombre de plaques combustibles	280		
	charge totale en U ₂₃₅	8,57	kg	
	charge totale en B ₁₀	5,77	g	
	surface d'échange	30,17	m ²	
	volume actif	46,3	dm ³	
	rayons de la virole intérieure	130,4	mm	— 136,9 mm
	rayons de la virole extérieure	198,8	mm	— 206,8 mm

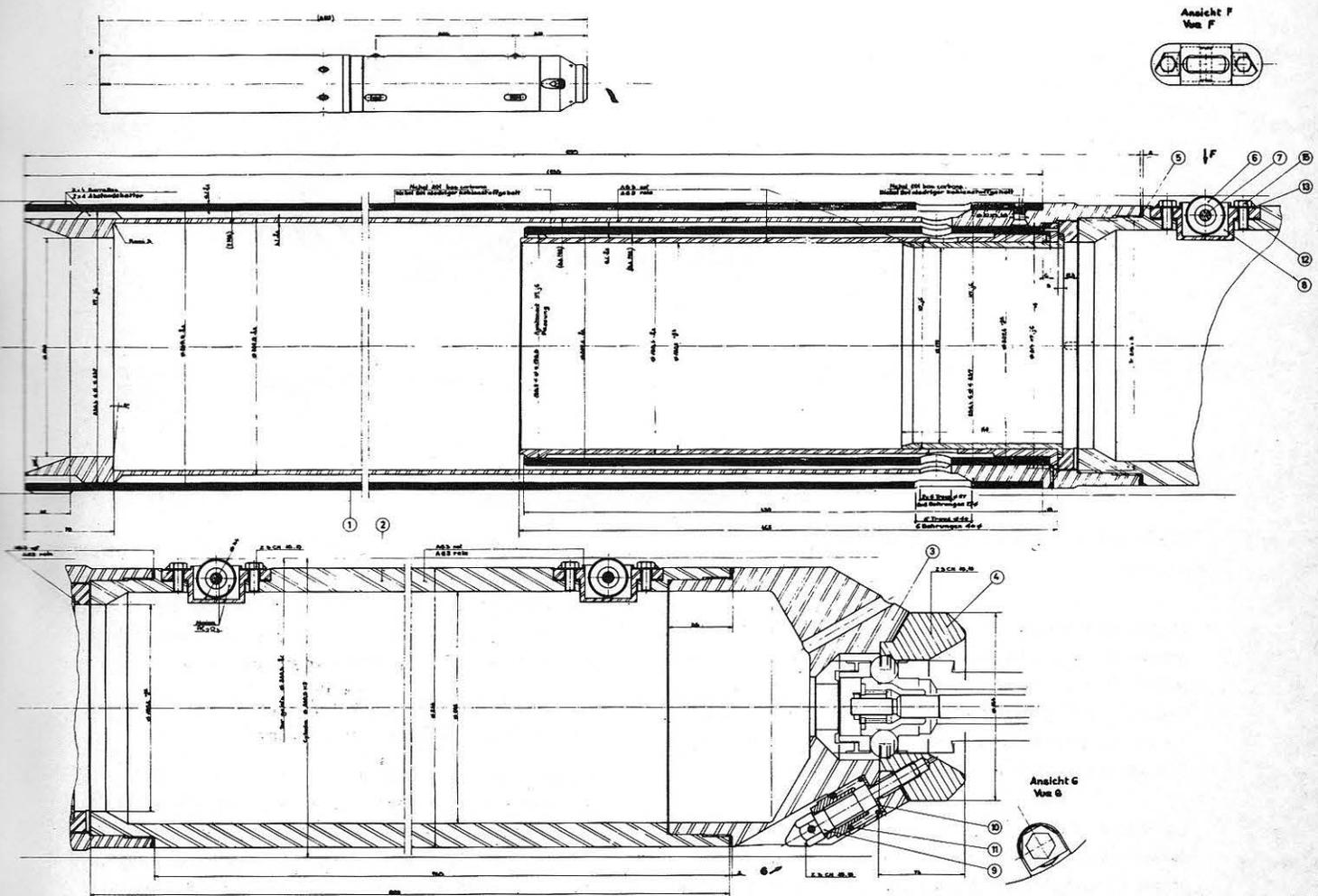


Fig. 2. — Barre de pilotage, élément absorbant et chariot

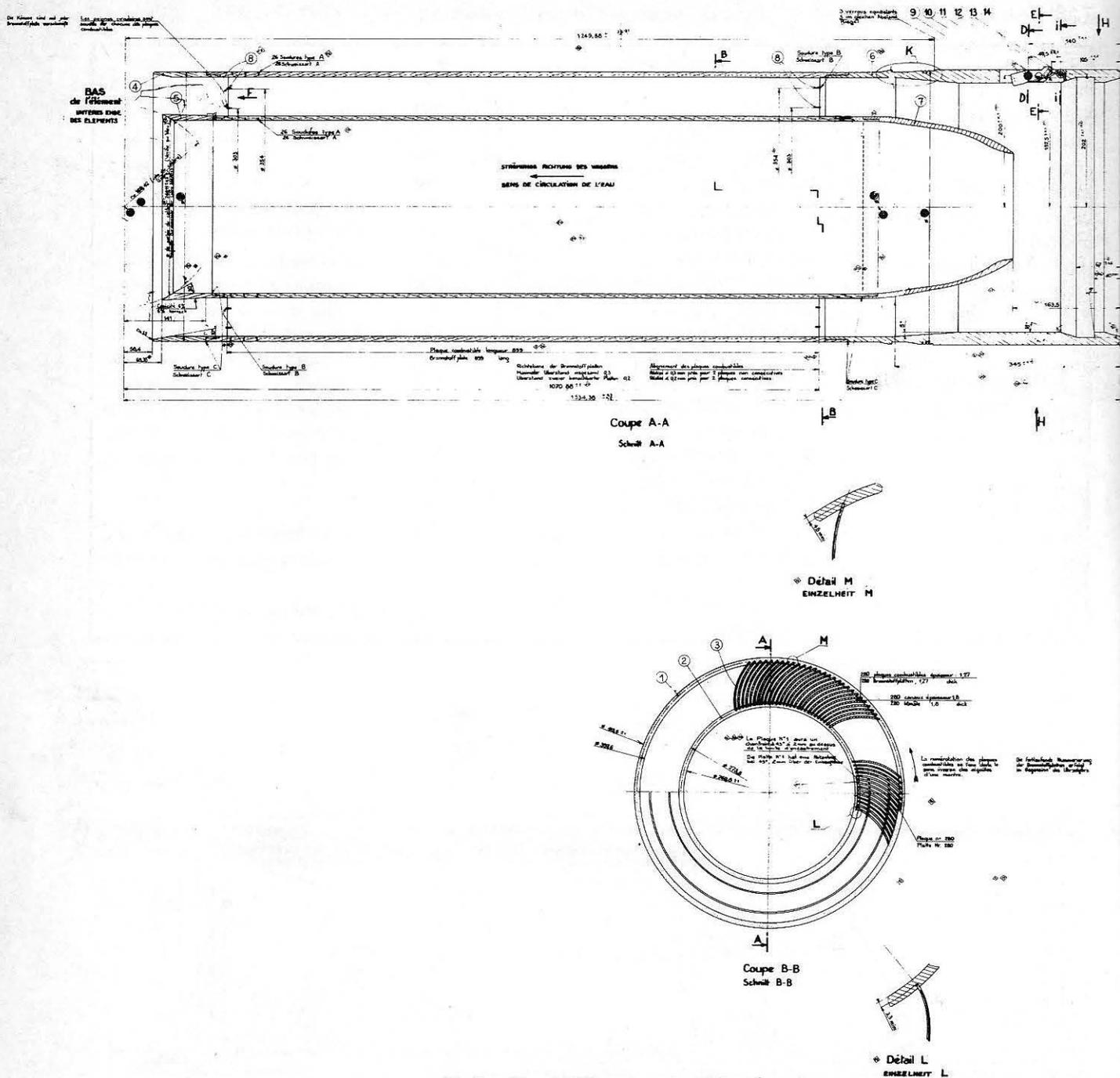


Fig. 3. — Plan de l'élément combustible

De nombreux contrôles doivent vérifier le respect des tolérances :

- Masse d'uranium 235 par plaque : $30,6 \text{ g} \pm 0,3$; masse d' U_{235} , localement sur une surface de diamètre 3 mm, comprise dans l'intervalle masse théorique $\pm 12 \%$; masse d' U_{235} dans un filet vertical de 3 mm de large inférieur à la masse théorique + 3 % (limitation de la puissance du filet chaud).

La masse d' U_{235} dans le noyau est contrôlée par comptage γ , les dimensions sont contrôlées par radiographie puis l'homogénéité par photométrie ou absorption de rayons X.

- Masse de bore 10 : $10,3 \text{ mg} \pm 0,2$; masse de B_{10} dans tout carré de 10 mm de côté comprise dans l'intervalle masse théorique $\pm 15 \%$. La masse de B_{10} est mesurée par contrôle destructif sur échantillon, l'homogénéité contrôlée par neutrographie.
- Le collage gaine-âme et l'absence de soufflure sont contrôlés par examen aux ultra-sons.
- L'épaisseur des canaux est $1,8 \text{ mm} \pm 0,25$. La moyenne transversale, moyenne des quatre pistes de contrôle, doit, à chaque cote, être maintenue dans l'intervalle $1,8 \text{ mm} \pm 0,15$. La moyenne longitudinale, moyenne d'une piste sur la hauteur du canal doit également être maintenue dans l'intervalle 1,8 mm

Fonctionnement neutronique du coeur

Le fonctionnement neutronique du coeur est retracé de façon imagée sur la figure 6. L'histoire de 100 neutrons de fission y est schématisée en espace et en

énergie. On y voit que 68 neutrons se thermalisent dans le réflecteur ; il y produisent un flux dont le maximum est à 15 cm du coeur. C'est dans cette région qu'aboutissent les nez de canaux. Le flux de neutrons rapides d'énergie supérieure à 0,8 MeV est égal à 10^{13} n cm⁻² s⁻¹,

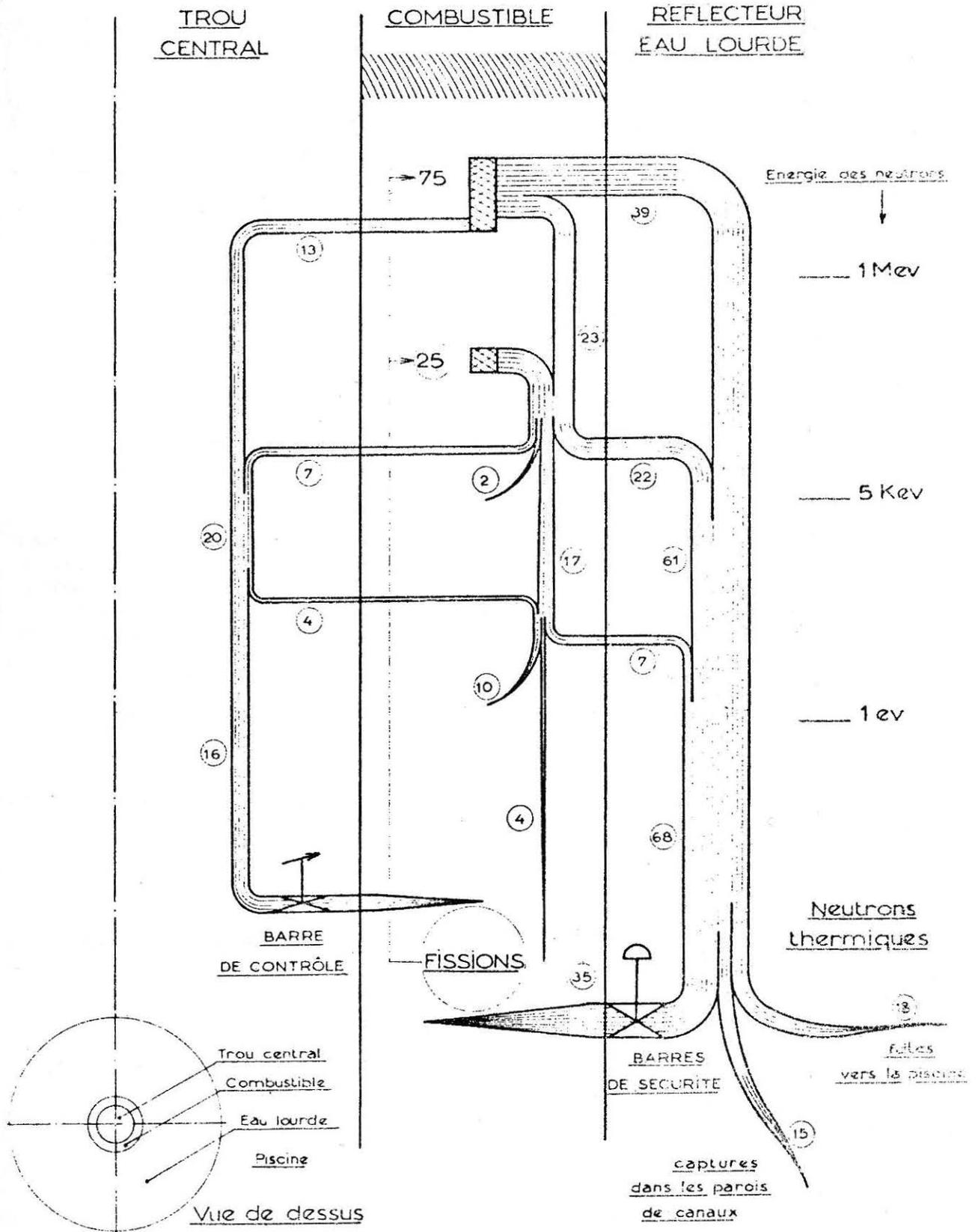


Fig. 6. — Fonctionnement neutronique du coeur

contre 4.10^{14} n cm⁻² s⁻¹ dans le coeur et l'échauffement γ est de 2 W/g contre 15 W/g dans le coeur : pour limiter la contribution de ces courants parasites dans le faisceau extrait, les canaux sont en outre orientés de façon à ne pas "voir" le coeur (le gain ainsi réalisé sur le flux rapide est d'un facteur 10). Les 16 neutrons ralentis dans la zone centrale provoquent 25 % des fissions. La barre absorbante placée dans cette zone permet donc de contrôler 17 % de réactivité, sans grande perturbation sur le réflecteur. Les 5 barres absorbantes placées autour du

coeur dans le réflecteur auront une grande efficacité (30 % de réactivité). C'est la position idéale pour les barres de sécurité.

On remarque enfin que la presque totalité des fissions provient des neutrons thermalisés à l'extérieur du coeur. Leur densité est maximale sur les frontières, avec une répartition à peu près symétrique (puissance maximum/ puissance moyenne radialement = 1,95).

TABLEAU II Performances du Réacteur

Flux de neutrons (n.cm⁻² s⁻¹)			
thermique	maximal dans le réflecteur non perturbé		1,5.10 ¹⁵
E < 0,625 eV	moyen dans le combustible		2,2.10 ¹⁴
	moyen dans le réflecteur D ₂ O		1,8.10 ¹⁴
rapide	maximal sur la virole externe		3,5.10 ¹⁴
E > 0,821 MeV	maximal sur la barre de contrôle		2,7.10 ¹⁴
Puissances (MW)			
<i>Puissance totale nominale</i>		57	
Puissance dans l'élément combustible			53
Puissance dans la barre de contrôle et le trou central			1,2
Puissance dans le réflecteur			3,2
Puissance dans la piscine			0,6
<i>Puissance de "scram"</i>		62,7	
<i>Puissance minimale de redistribution</i>		87	
Flux de chaleur (W/cm²)		Puissance spécifique (MW/dm³)	
moyen	174	moyenne	1,15
moyen dans le filet chaud	364	moyenne filet chaud	2,4
maximal au point chaud	500	moyenne point chaud	3,3
Refroidissement			
Débit à travers l'élément combustible	2 010 m ³ /h	Vitesse entre plaques	15,5 m/s
Débit à travers la barre de contrôle	50 m ³ /h	Vitesse dans les espaces annulaires	1 m/s
Fuite entre l'élément et la cheminée	40 m ³ /h		
Pression dans le plan médian du réflecteur			: 4 bars
Pression statique à la sortie de l'élément combustible			: 4,35 bars
Pression statique à l'entrée de l'élément combustible			: 14 bars
Température (° C.)			
Entrée dans l'élément combustible	30	entrée secondaire	13
Sortie du bidon réflecteur	51		
Moyenne à la sortie des plaques	49,5		
Maximale à la sortie du filet chaud	91,5		
Maximale à la surface des plaques	147		

Réactivité (p.c.m.)

Coeur à 20°C. avec bore et dispositifs expérimentaux, sans barre de pilotage et barres de sécurité en position haute	14 200
Réactivité des dispositifs expérimentaux	- 4 650
Réactivité du bore 10	- 4 500
Réactivité de la barre de pilotage	- 17 300
Efficacité différentielle maximale pcm/cm	275
Réactivité des 5 barres de sécurité :	
. barre de pilotage sortie	- 28 800
. barre de pilotage haute	- 35 100
Coefficient de vide (pcm/cm ³ de vide)	- 0,3
Proportion effective des neutrons retardés β eff.	710
Temps de vie des neutrons prompts (μ s)	650
Facteur d'aplatissement radial	1,95
Facteur d'aplatissement axial	1,20

Cycle

Longueur du cycle (jour)	36
Taux de combustion moyen (% U ²³⁵ brûlé)	30
Taux de combustion maximal (% U ²³⁵ brûlé)	60
Densité de fission maximale (fission/cm ³ d'âme)	1,4.10 ²¹
Epaisseur maximale d'oxyde à la surface des plaques (μ)	15
Température maximale de l'âme durant le cycle (°C.)	160

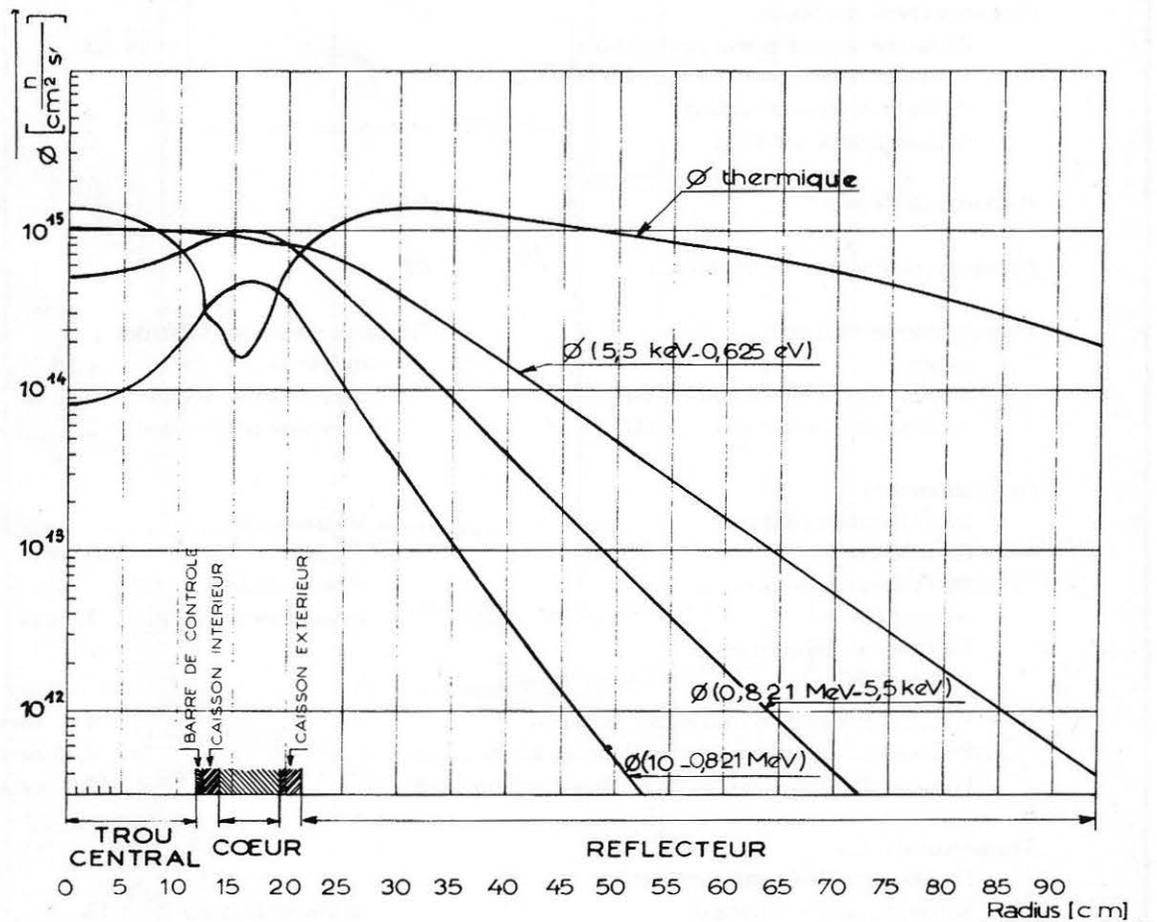


Fig. 7. - Courbes de flux dans le plan médian du coeur

Les performances sont précisées par plusieurs courbes jointes :

– Répartition du flux dans le plan médian du coeur (Figure 7).

– Courbe de réactivité de la barre de pilotage (Figure 8)

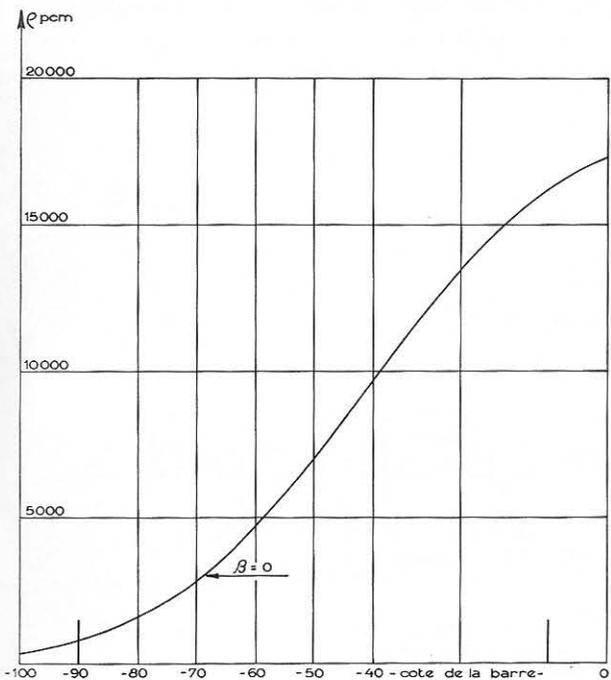


Fig. 8. – Efficacité de la barre de contrôle

– Injection de réactivité par la chute de 4 barres de sécurité (Figure 9).

– Evolution de la réactivité (Figure 10).

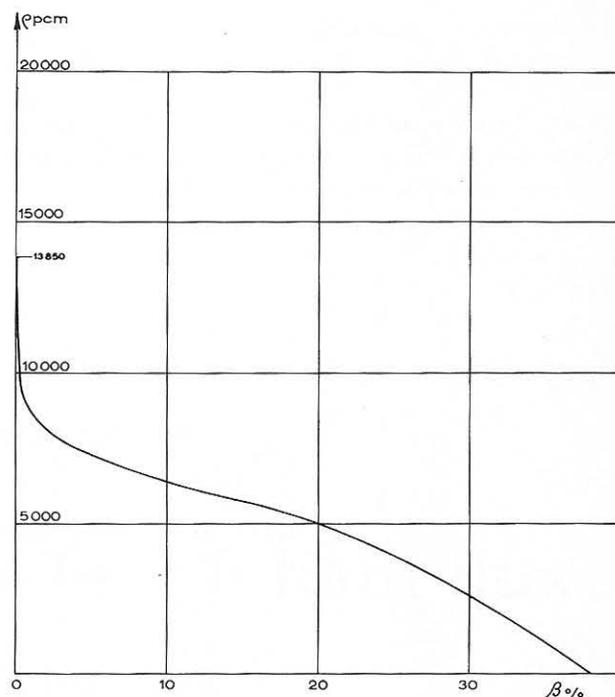


Fig. 10. – Evolution de la réactivité au cours du cycle.

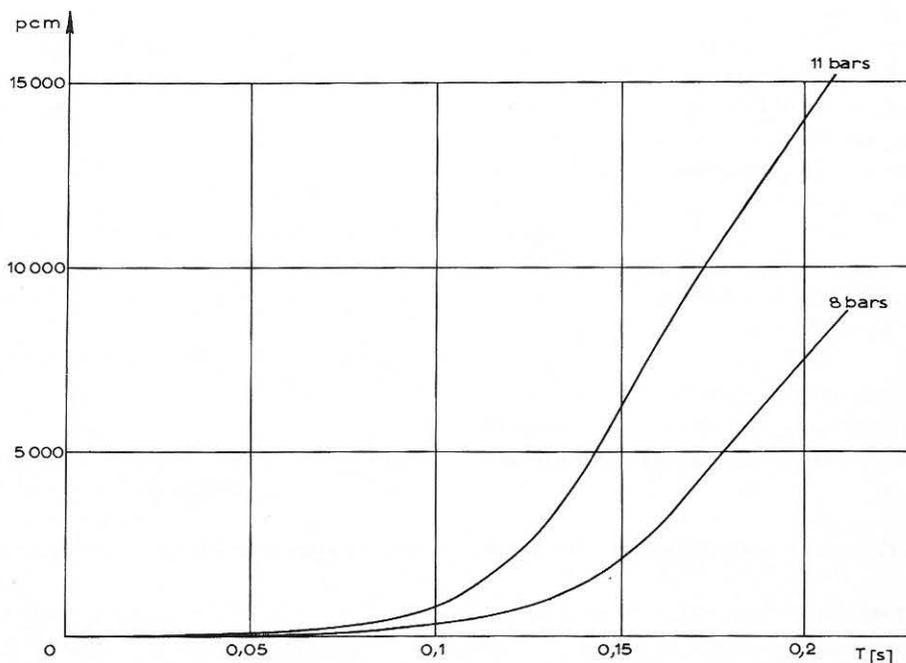


Fig. 9. – Antiréactivité des 4 barres de sécurité en fonction de leur temps de chute (Barre de pilotage sortie)

IV. - FONCTIONNEMENT

Les mesures effectuées à basse puissance concernant la cote critique, l'efficacité de la barre de contrôle et des barres de sécurité ont fourni les résultats prévus.

31 août 1971 : divergence

21 décembre 1971 : 57 MW

La divergence du réacteur le 31 août 1971, puis sa montée à la puissance nominale le 21 décembre, ont permis de donner au réacteur son "certificat de conformité".

Le fonctionnement à 57 MW s'est déroulé sans incident. Les mesures effectuées durant les paliers à puissance intermédiaire, comme à pleine puissance, ont donné des résultats conformes en radio-protection comme en ce qui concerne le bilan thermique.

REFERENCES BIBLIOGRAPHIQUES

- [1] Rapport Technique Commun C. E. A. - G. F. K. sur les avantages comparés d'un refroidissement à eau ordinaire ou à eau lourde pour le Réacteur à Haut Flux - (juillet 1966).
- [2] H.G. ECKERT ; K. SCHARMER ; FOEHN, l'expérience critique pour le Réacteur à Haut Flux franco-allemand I. L. L. - (juillet 1971).
- [3] J. BLANCHET ; L. GRALL Corrosion par l'eau à 170°C. et 210°C. d'alliage d'aluminium à propriétés mécaniques améliorées, utilisables pour le Réacteur à Haut Flux - (juillet 1968).
- [4] S. FABREGA : Le calcul thermique des réacteurs de recherche refroidis par eau. Rapport CEA R 4114 - (mars 1971).

Le bloc pile du réacteur à haut flux

Par D. COLZY *, G. DUPUY * et J.P. MARTIN*

I. - INTRODUCTION

Parmi les options retenues lors de l'avant-projet et rappelées dans l'article de présentation du réacteur, certaines ont eu des répercussions profondes sur les structures mécaniques :

- le grand nombre de canaux,
- la souplesse recherchée pour autoriser les interventions sur le réacteur, les démontages et la refonte partielle ou totale de l'environnement expérimental,
- l'installation des sources froide et chaude ainsi que du canal β ,
- la pression, la vitesse de circulation et, d'une façon générale, l'utilisation de l'eau lourde,
- le mode de chargement de l'élément combustible,
- l'importance des flux de radiation.

II. - DESCRIPTION

Ce que nous appellerons le bloc-pile, c'est-à-dire l'ensemble constitué par l'élément combustible, le bidon réflecteur contenant l'eau lourde, les canaux qui aboutissent à l'élément combustible et les sources intégrées, est situé dans une protection thermique liquide d'eau légère déminéralisée, constituant une piscine cylindrique de 6 m de diamètre et de 14,5 m de profondeur.

Cette dernière repose au niveau du sol et se trouve centrée dans une double enceinte étanche de soixante mètres de diamètre et trente mètres de hauteur.

Tous les canaux expérimentaux sortent les faisceaux au travers de cette piscine et certains se prolongent au-delà des enceintes étanches (Figure 1).

A. - L'élément combustible (Figure 2)

Les caractéristiques sont rappelées par ailleurs : nous

* Division de Construction des Réacteurs, CEN de Saclay.

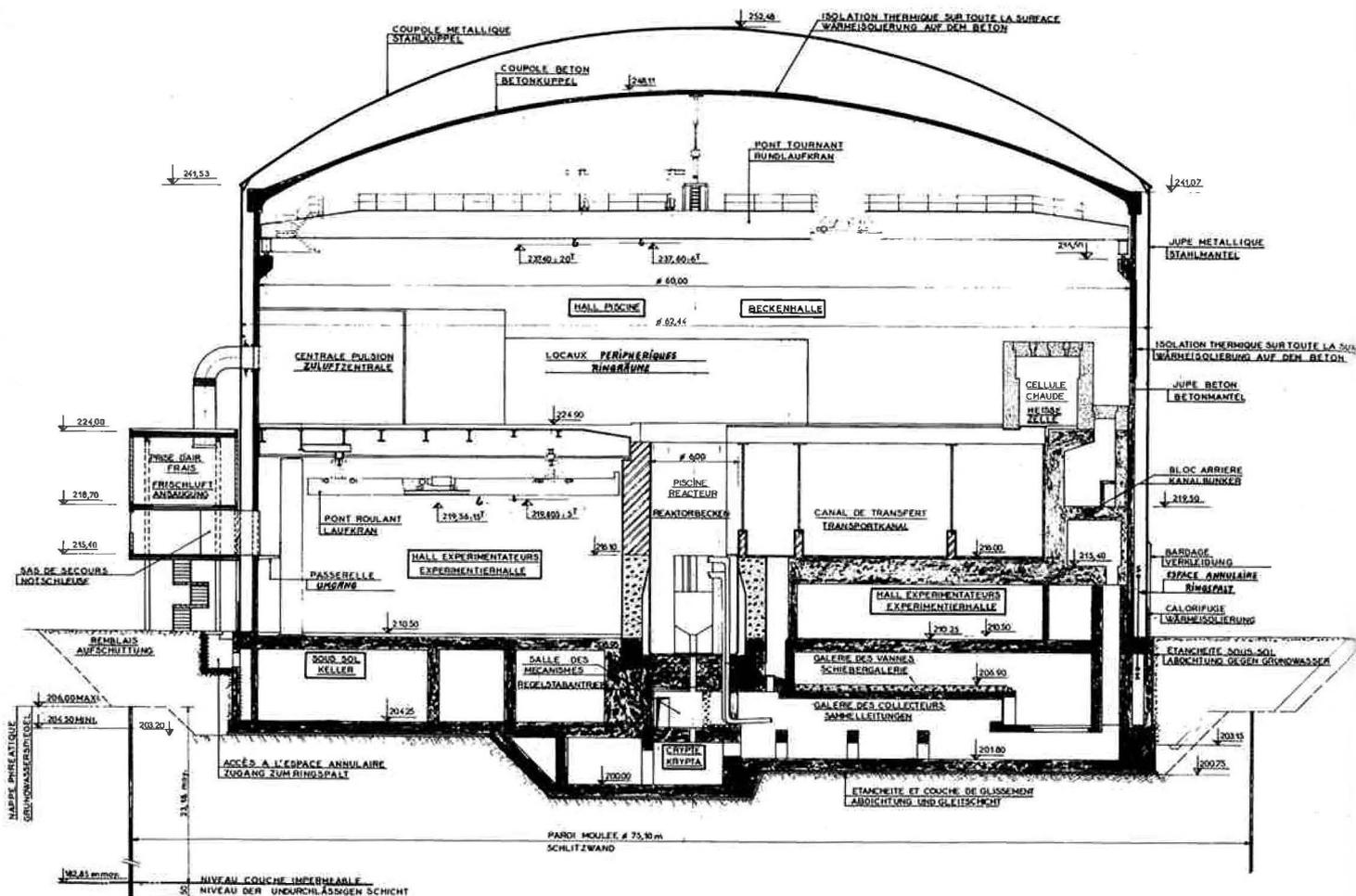


Fig. 1. - Coupe générale du bâtiment réacteur

dirons simplement qu'il est constitué de deux régions concentriques.

La région centrale de 26 cm de diamètre est utilisée pour contrôler le réacteur à l'aide d'une barre de nickel.

La région combustible est représentée par la zone annulaire de 40 cm de diamètre, entourant la région précédente : elle comporte 280 plaques courbées entre deux viroles d'alliage d'aluminium. Sa hauteur est 90 cm, la masse d' U_{235} est de 8,5 kg.

La circulation d'eau lourde, verticale, se fait de haut en bas au travers des plaques : vitesse moyenne : 15,5 m/s., perte de charge : 10 bars environ.

L'élément combustible repose sur sa virole centrale ; la partie haute, guidée par une cheminée, comporte trois verrous de sécurité, empêchant son soulèvement intempêtif ; il existe également dans la partie haute une gorge circulaire destinée à recevoir l'outil de manutention.

B. - Le bidon réflecteur (constitué avec de l'alliage d'aluminium, nuance AG3 NET)

Il s'agit essentiellement d'une cuve cylindrique à fond conique fixée au fond de la piscine, de 2,5 m de diamètre intérieur et 30 mm d'épaisseur de paroi. (Figure 3).

En son centre est placé l'élément combustible ; les divers canaux expérimentaux prennent naissance dans le bidon réflecteur et constituent autant de traversées de la virole cylindrique ; c'est au niveau de ces 16 traversées, c'est-à-dire à environ 50 cm de la limite du contour extérieur du bidon, que nous trouvons les joints métalliques d'étanchéité entre l'eau lourde et l'eau légère de la protection thermique.

Le fond conique, d'épaisseur 70 mm, se présente comme un entonnoir et le tube terminal traverse le fond de la piscine de protection thermique, pour déboucher dans une salle située sous la piscine. Ce tube terminal est

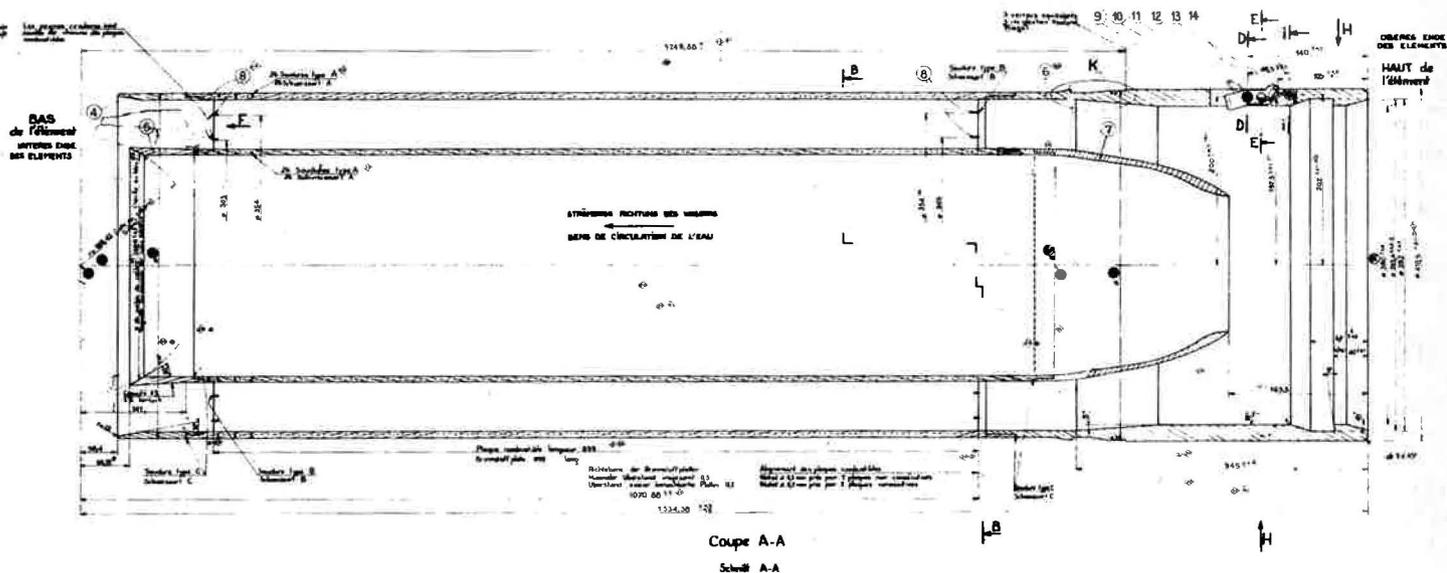


Fig. 2. — Plan de l'élément combustible

destiné à recevoir la tige de commande de la barre de pilotage ; ce fond conique comporte, suivant une génératrice, une protubérance destinée à recevoir le guidage hors réflecteur du canal expérimental bêta.

La liaison mécanique entre le bidon réflecteur et le fond plat de la piscine de protection thermique se fait à la fois par le tube terminal de l'entonnoir et par une jupe cylindrique non étanche, de 2,5 m de diamètre, prolongeant la paroi du réflecteur.

N'oublions pas de mentionner une tuyauterie latérale soudée sous forme de piquage sur le tube terminal de l'entonnoir et destinée à recevoir le débit de refroidissement de la barre de pilotage.

Le couvercle de cette cuve cylindrique est constitué par une pièce complexe appelée bloc tubulaire.

Nous essayerons de la schématiser en énumérant ses différents rôles :

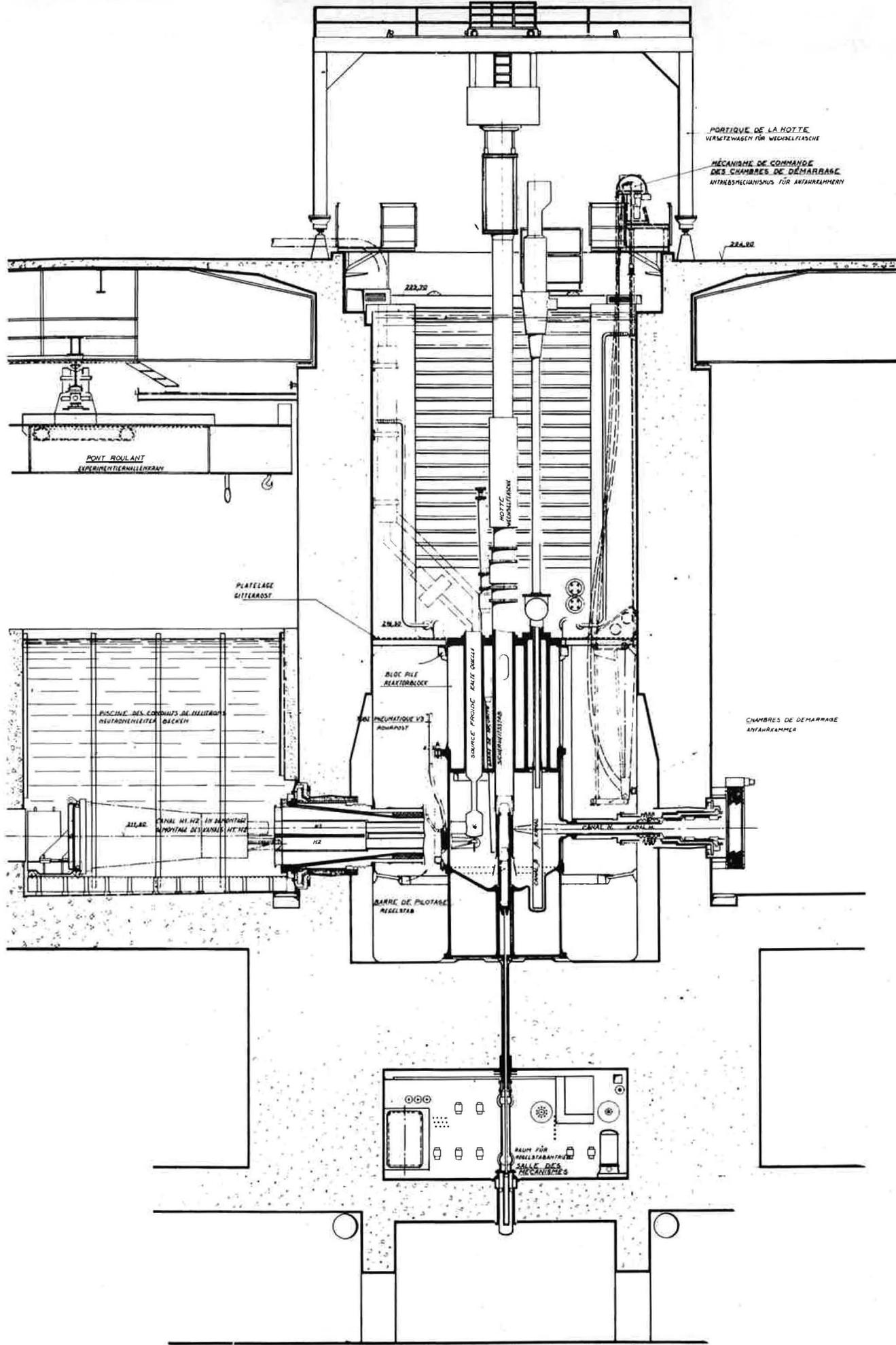


Fig. 3. — Coupe verticale dans le bloc pile

Une plaque de 100 mm d'épaisseur limite le réflecteur et se trouve elle-même limitée en épaisseur par le taux d'échauffement. Tous les efforts dus à la pression sont donc reportés sur une seconde plaque de 120 mm d'épaisseur, située à environ 3 m au-dessus de la première plaque. La hauteur de 3 m a été déterminée pour permettre un accès à sec lorsque le réacteur est arrêté avec une protection d'eau légère, au-dessus du coeur, suffisante.

La liaison entre ces deux plaques est réalisée par l'intermédiaire de tubes entretoises ayant des fonctions particulières et par une virole de diamètre 2,5 m.

Ces tubes entretoises sont :

- celui de la cheminée centrale, de diamètre 470 mm, recevant le débit d'eau lourde de refroidissement ;
- celui du canal bêta de section allongée.

En outre, les brides de liaison entre la cuve cylindrique et le couvercle sont repoussées au dessus de la plaque d'épaisseur 100 mm, afin d'éviter un échauffement excessif du métal : l'étanchéité est réalisée au moyen de joints métalliques.

D'autres fourreaux traversent les deux plaques, tout en n'ayant pas un rôle d'entretoise :

- celui de la source froide, de diamètre 435 mm ;
- celui de la source chaude, de diamètre 316 mm ;
- ceux des barres de sécurité, au nombre de cinq ;
- ceux des tubes d'irradiation V_4 , V_5 , V_6 (dont deux tubes pneumatiques).
- ceux des clapets de convection naturelle, au nombre de quatre.

Enfin, la plaque inférieure comporte également la tuyauterie de sortie d'eau lourde, de 400 mm de diamètre, celle d'entrée étant soudée directement sur la cheminée.

L'ensemble bidon réflecteur comporte divers équipements internes que nous allons énumérer :

Tout d'abord, un porte combustible c'est-à-dire un tube cylindrique servant d'appui à la virole interne de l'élément combustible (l'appui se fait sur une pièce résistante en zircalloy).

Ensuite, un diffuseur servant à orienter les jets d'eau à la sortie des plaques combustibles pour les renvoyer latéralement.

A la grande base du cône existent deux grilles en

série qui transforment l'écoulement violent en une remontée paisible de l'eau lourde (quelques cm/s), moyennant une légère perte de charge.

Accroché à la plaque de 100 mm d'épaisseur, nous trouvons le collecteur de reprise d'eau lourde dans le réflecteur.

Certains dispositifs d'expériences ont été intégrés au bidon réflecteur : nous trouvons en particulier la source froide, la source chaude et le canal bêta, les deux premiers constituant la source de neutrons de divers canaux.

Les tubes, entretoises ou non, cités ci-dessus sont obturés par les dispositifs correspondants sauf pour celui de la cheminée qui comporte une vanne d'étanchéité, spéciale, destinée à permettre le déchargement vertical de l'élément combustible.

Enfin, la cheminée est un tube en nickel de basse teneur en cobalt et destiné d'une part à éviter la criticité lorsque l'élément combustible est déchargé ; d'autre part, à guider la tête de l'élément combustible, le pied de ce dernier reposant précisément sur le porte combustible, le guidage proprement dit étant réalisé par une pièce en zircalloy.

De plus les verrous de l'élément combustible qui viennent s'engager dans une gorge taillée dans la cheminée, empêchent un mouvement vertical ascendant de l'élément en cas d'inversion accidentelle du sens de l'écoulement d'eau lourde.

Le bidon réflecteur est à une pression absolue de 4 bars au niveau du plan médian du coeur ; la pression dans la cheminée, c'est-à-dire à l'amont de l'élément combustible, est de 14,5 bars ; la température maximum de l'eau lourde à l'entrée des plaques est 30° C., celle après les plaques étant de 49,5° C.

C. - Canaux expérimentaux (Figure 4)

Le canal expérimental sert à désigner l'ensemble de l'installation permettant d'extraire du réflecteur le faisceau désiré de neutrons.

Les canaux expérimentaux sont au nombre de 16 dans le réacteur, dont 12 sont dans des plans horizontaux et 4 dans des plans inclinés à 35° vers le haut.

De plus, certains canaux sont groupés dans une même traversée du bidon réflecteur (cas du canal H_1 H_2 qui regroupe 10 canaux).

Nous précisons donc leur composition :

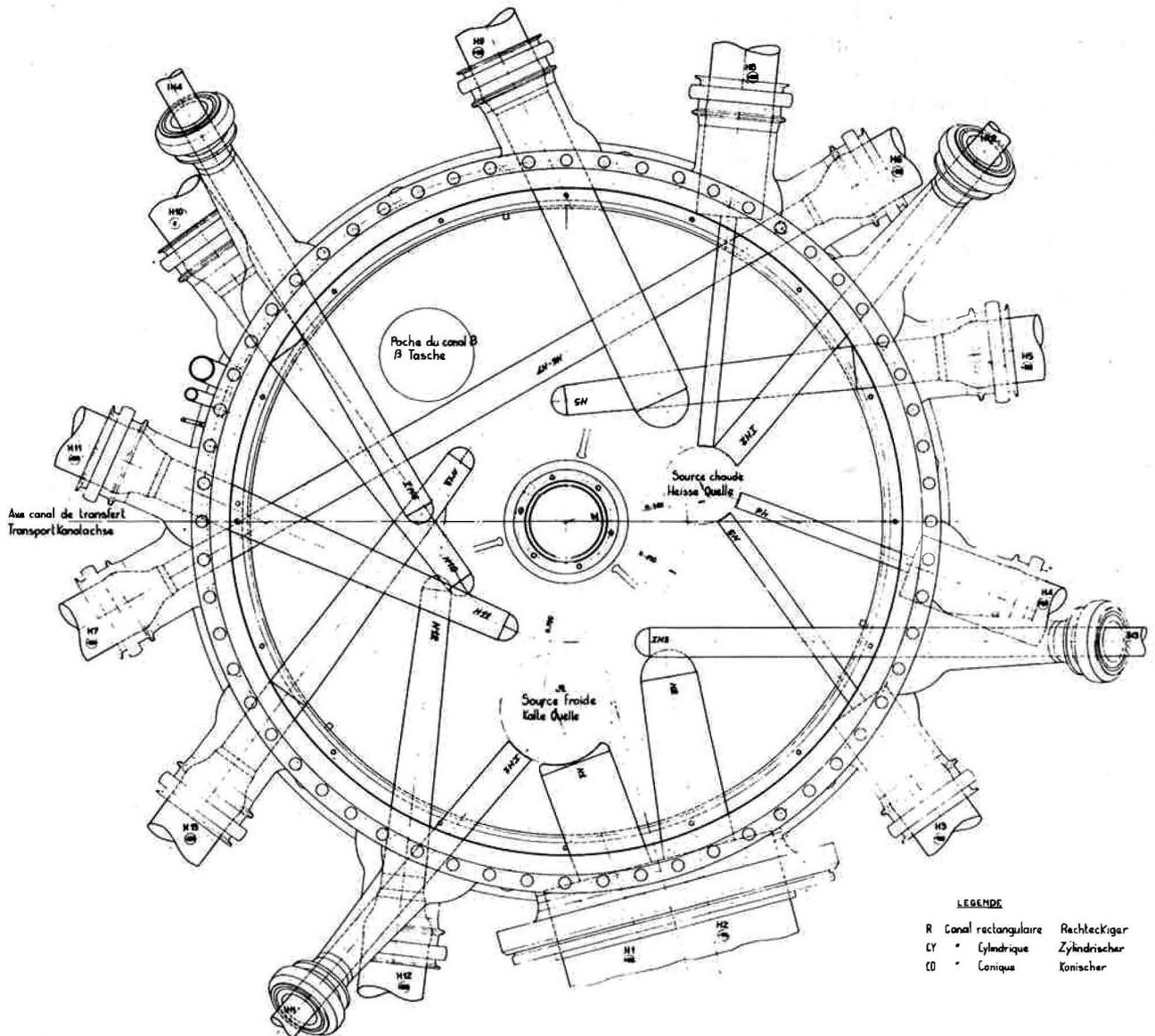


Fig. 4. — Canaux expérimentaux. Implantation des doigts de gant.

	Horizontaux	Inclinés
Canaux visant la source froide	5	1
Canaux visant la source chaude	4	1
Canaux ne visant pas les sources	12 dont	2
	un canal traversier	

SOIT AU TOTAL : 25 CANAUX

Un canal expérimental issu du réflecteur traverse donc la protection thermique en eau légère déminéralisée, puis la protection biologique en béton lourd pour déboucher dans le hall expérimental ; c'est un tube en alliage d'aluminium, rigide, d'un seul tenant et plongeant dans l'eau du réflecteur, dont la bride arrière de fixation se situe dans le hall expérimental. Il a été dénommé doigt de gant. (Figure 5).

La continuité de l'enceinte contenant l'eau lourde est assurée par une virole cylindrique en alliage d'aluminium

venant se raccorder d'une façon étanche sur la bride arrière du doigt de gant, dans le hall expérimental. Cette pièce de liaison a été dénommée manchette.

Toutefois, afin de rendre le montage aisé, il a été nécessaire de prévoir un raccordement étanche de la manchette sur le bidon réflecteur, au moyen de joints métalliques en aluminium pur (type d'étanchéité citée plus haut).

Cette disposition doigt de gant/manchette a permis d'allier une grande rigueur sur la tolérance géométrique du doigt de gant et une certaine souplesse sur la manchette, nécessaire pour des raisons de dilatations thermiques, en intercalant des compensateurs métalliques le long de la manchette.

Diverses solutions ont été adoptées dans cette construction pour faciliter l'exploitation :

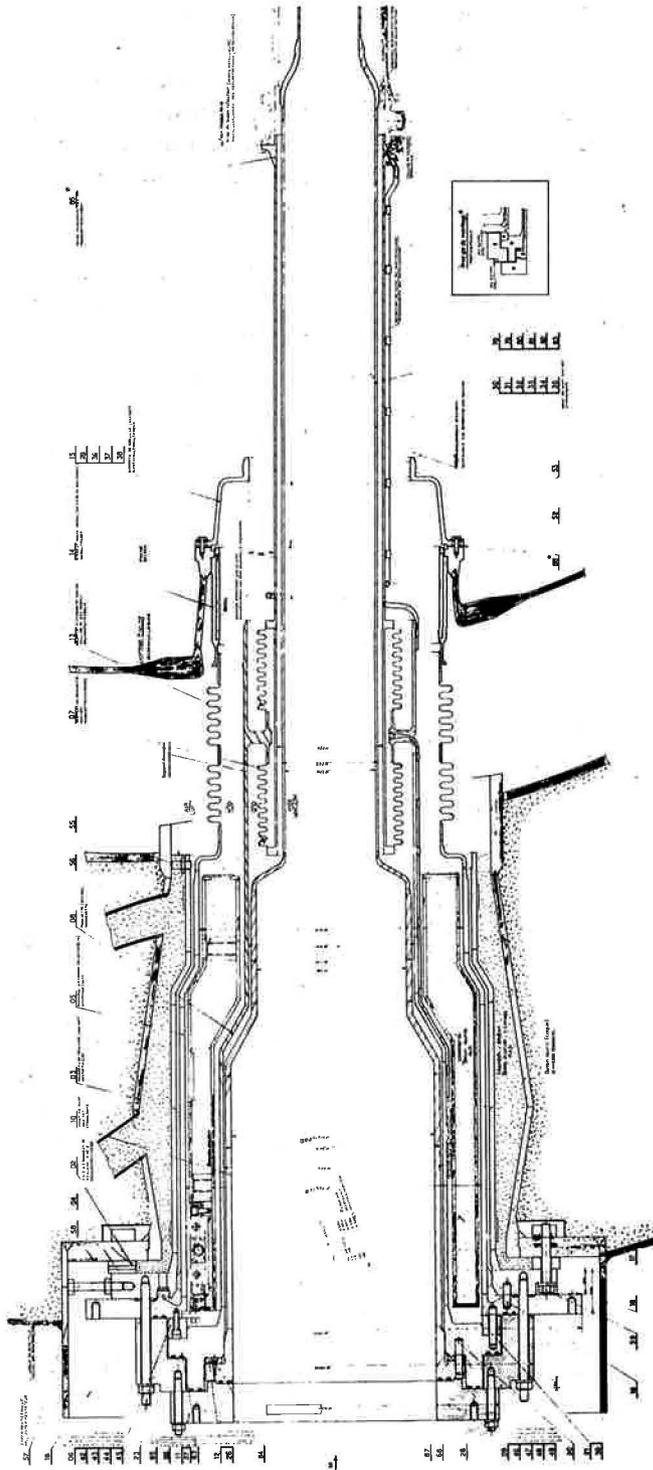


Fig. 5. — Canaux horizontaux. Coupe longitudinale.

- Les joints d'étanchéité métalliques sont démontables à distance, simplement.
- Les étanchéités arrière dans le hall expérimental sont réalisées avec des joints en élastomère, puisqu'ils se trouvent suffisamment loin des rayonnements du coeur ; ces joints peuvent être remplacés sans toucher à la manchette ou aux doigts de gant eux-mêmes.
- Une machine, travaillant à sec dans le hall, permet de remplacer manchette et doigt de gant.
- Chaque joint métallique est doublé par une solution possible de soudure en place.
- Toutes les barrières eau lourde - eau légère, démontables, ainsi que les compensateurs sont doublés, ce qui permet éventuellement d'établir une contre-pression de gaz, mais autorise en permanence le contrôle de l'étanchéité.

Les canaux expérimentaux comportent en outre des protections biologiques, vis-à-vis du personnel se trouvant dans le hall Expérimentation.

Pour un canal, nous distinguons des bouchons annulaires, réalisés en acier inoxydable et en béton lourd et un bouchon destiné aux expérimentateurs.

Ce dernier peut être du type à barillet ou du type à rotors : la distinction porte sur la possibilité d'avoir deux positions de collimateur dans l'un, ou une grande section variable dans l'autre.

Les sources :

Il s'agit de la source chaude et de la source froide : toutes les liaisons sont renvoyées au niveau supérieur de la protection thermique, c'est-à-dire au niveau supérieure de la piscine.

Pour le démontage ou le remplacement des sources, on utilise le principe de la pile piscine ; pour cela, on remplit le bidon réflecteur d'eau légère et l'on travaille normalement sous eau.

Une installation spéciale dite de séchage permet de retirer toute l'eau lourde ou légère avant d'effectuer le changement de nature d'eau : ce dispositif utilise le principe de l'évaporation de l'eau sous vide.

Vannes de sûreté

Les doigts de gant des canaux expérimentaux représentent les structures les plus fragiles, compte tenu de leur échantillonnage minimum et du flux intégré pouvant occasionner des dommages au métal.

Pour éviter une vidange du circuit primaire, ou même de la piscine constituant la protection thermique et afin d'éviter la fusion du coeur, chaque canal est muni d'une vanne de sûreté à ouverture totale, disposée juste après le bouchon expérimentateur et se fermant automatiquement en cas de présence d'eau à l'intérieur du doigt de gant.

La fermeture de une ou plusieurs vannes n'entraîne aucune modification automatique des conditions de fonctionnement du réacteur ; ces vannes sont actionnées par des vérins pneumatiques commandés par des électrovannes.

Certains canaux se prolongent à l'extérieur du réacteur et comportent donc d'autres vannes de sécurité au niveau de l'enceinte étanche du réacteur.

D. - Contraintes mécaniques et thermiques dans le bidon réflecteur et dans les canaux expérimentaux. (Figure 6).

Nous ne pouvons procéder à une énumération fastidieuse des contraintes, aussi préciserons-nous les valeurs pour quelques points essentiels et pour un cas de charge pessimiste.

L'analyse a toujours été effectuée suivant le code A. S. M. E. section III.

Le cas de chargement retenu est celui correspondant au fonctionnement normal, auquel s'ajoute l'injection de cinq barres de sécurité et la fermeture simultanée des vannes principales.

Nous obtenons dans les liaisons :

bidon réflecteur :

$P_m < 2,53 \text{ daN/mm}^2$ (limite admissible : $5,33 \text{ daN/mm}^2$)
 $P_m + Q < 10 \text{ daN/mm}^2$ (limite admissible : 16 daN/mm^2)

bloc tubulaire :

$P_m < 3,49 \text{ daN/mm}^2$ (limite admissible : $5,33 \text{ daN/mm}^2$)
 $P_m + Q < 5,11 \text{ daN/mm}^2$ (limite admissible : 16 daN/mm^2)

En ce qui concerne les canaux expérimentaux, toutes les contraintes sont inférieures aux valeurs ci-dessus, car c'est le critère de stabilité élastique qui a conditionné l'échantillonnage.

Boulonnerie :

En ce qui concerne les pièces servant à fixer les bridages arrière des doigts de gant, nous indiquerons que les chiffres de précontrainte ont été déterminés par l'effort appliqué en cas d'explosion du coeur, ce phénomène ne devant pas amener le décollement des brides.

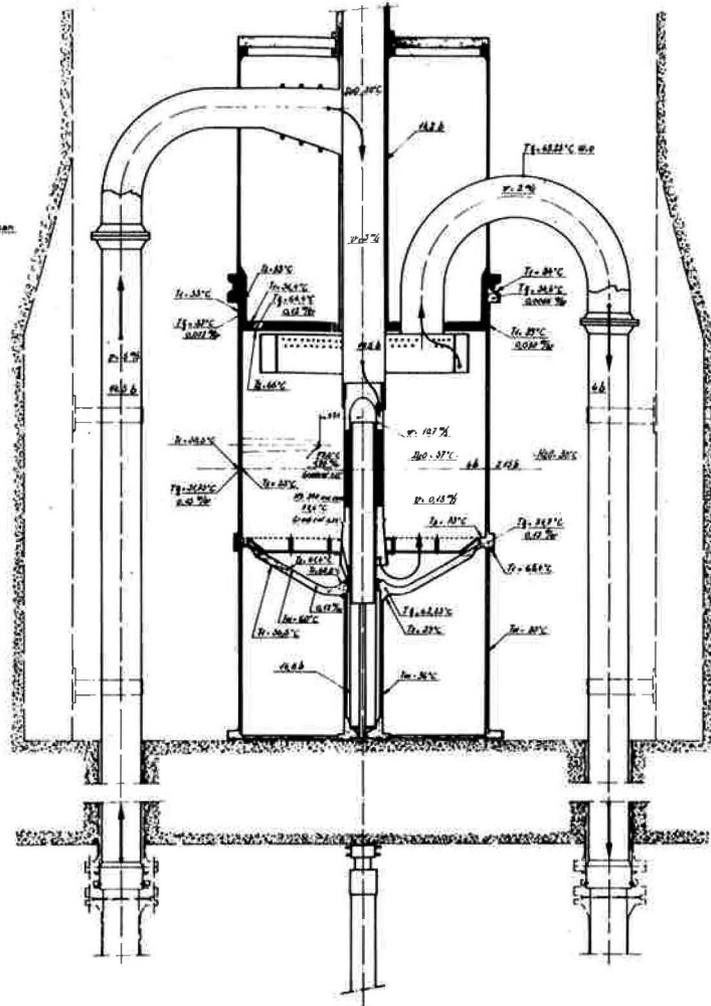
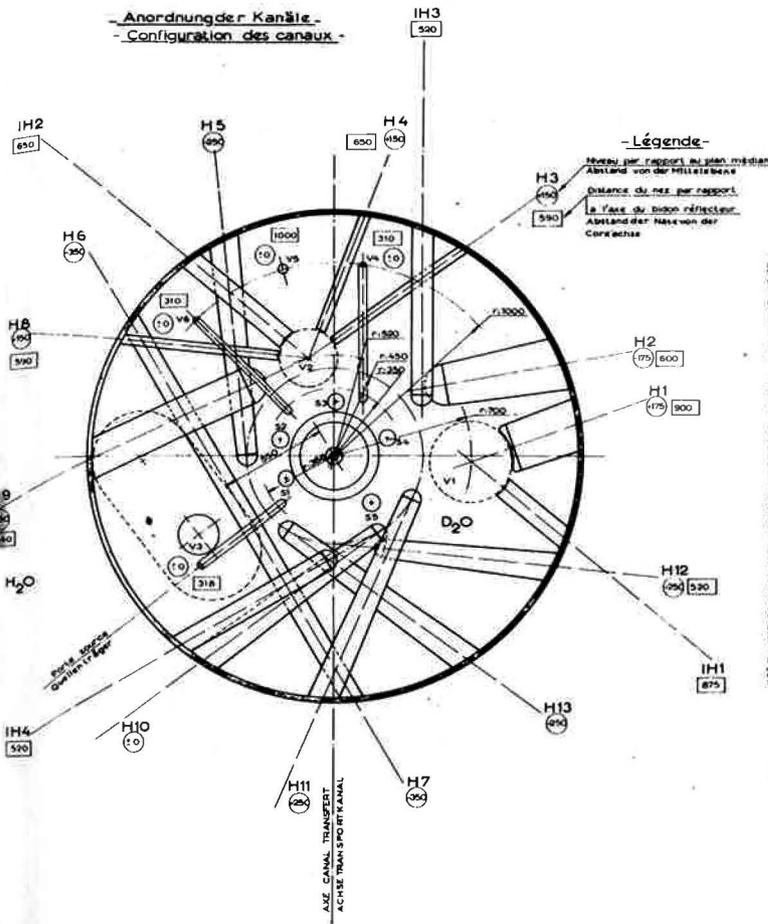


Fig. 6. - Les contraintes dans le bloc pile

$P_m < 8,25 \text{ daN/mm}^2$ (limite admissible : 25 daN/mm^2)
 $P_m + Q < 52 \text{ daN/mm}^2$ (limite admissible : 75 daN/mm^2)

Les phénomènes transitoires tels que variation très rapide de la température de l'eau lourde ou de l'eau légère n'entraînent pas d'augmentation de contrainte appréciable, car les effets supplémentaires dus aux dilatations ou raccourcissements sont compensés par la disparition des contraintes thermiques dues à l'échauffement nucléaire en masse.

E. - Les mécanismes de contrôle et de sécurité du réacteur :

1) - La barre de pilotage : (Figure 2 ci-dessus et Figure 8)

Conception générale et principe de fonctionnement :

Les fonctions que doit remplir la barre de pilotage sont les suivantes :

- a) - Assurer le pilotage du réacteur et la compensation de la combustion de l'élément coeur : la commande de ce mouvement, y compris les moteurs d'asservissement, est doublée.
- b) - Assurer un rôle de sécurité, c'est-à-dire introduire la barre dans le coeur, dans le sens de la montée, sur un signal de baisse de puissance contrôlée.

L'élément absorbant de la barre de pilotage se déplace dans la cavité centrale de l'élément combustible ; le mécanisme de commande est placé dans une salle située sous la piscine : l'accès au mécanisme est possible même pendant le fonctionnement du réacteur.

Description :

L'ensemble de la barre de pilotage comprend un élément absorbant et un chariot de guidage relié par une tige à un mécanisme à vis-écrou d'entraînement. Ce mécanisme est manoeuvré par un boîtier comprenant les engrenages et moteurs nécessaires aux mouvements demandés.

a) — *L'élément absorbant* est fixé sur son chariot : il comprend deux tubes absorbants en nickel (longueur 1 055 et 450 mm) d'épaisseur 6 mm ; les lames d'eau nécessaires au refroidissement sont prévues soit par utilisation de la virole interne de l'élément combustible, soit par deux tubes en alliage d'aluminium concentriques.

La température maximum dans le nickel serait de 90° C pour un débit de refroidissement de 50 m³/h, sous une perte de charge de 0,12 bar. En pratique, le débit sera de 80 m³/h environ. Le chariot porte-élément est en alliage d'aluminium : les galets de guidage et leurs axes sont en alumine frittée.

b) — *Mécanisme de la barre de pilotage.* La tige de poussée raccorde l'élément absorbant et son chariot (solidaires l'un de l'autre) au mécanisme de commande situé sous la piscine, en air.

La partie supérieure de la tige se raccorde sur le chariot au moyen d'un verrou à billes. La partie inférieure se raccorde sur la vis du système vis-écrou.

Le verrou est commandé de la salle des mécanismes avec un outil spécial actionnant une tringle coulissant dans la tige de poussée ; c'est un dispositif classique.

Il reste donc deux étanchéités :

— La première autour de la tige de poussée pour empêcher que l'eau lourde ne passe en salle des mécanismes : elle est constituée par des joints d'étanchéité RINGTEF, formant barrages. On effectue successivement entre les joints la reprise de fuite, l'injection de gaz la récupération de fuite.

— La seconde entre la tringlerie de déverrouillage et la tige de poussée : vu la faible course, on utilise un soufflet de dilatation soudé sur l'une et l'autre pièces.

Le mécanisme vis-écrou :

C'est une vis à billes classique.

Nous trouvons enfin un carter rigide servant de support à l'ensemble de la barre de pilotage et le mécanisme de mouvement fixé au sol ; le carter supérieur sert également d'étanchéité vis-à-vis d'une pollution éventuelle d'eau lourde tritiée.

Les deux moteurs d'entraînement commandent les systèmes de pignon par l'intermédiaire chacun d'un

embrayage électromagnétique ; l'un de ces derniers est en service, l'autre coupé.

Le moteur de sécurité comporte lui aussi un embrayage électromagnétique.

Nous trouvons également les dispositifs classiques de recopie.

Le dispositif d'équilibrage :

Le rôle de ce dispositif est double :

— d'une part, équilibrer le poids de la barre et de la pression de l'eau lourde s'exerçant sur la section de la tige de poussée ;

— d'autre part, assurer une sécurité sur la vitesse d'extraction de la barre de pilotage en cas de rupture de l'écrou à billes.

La réalisation est la suivante :

Un piston est fixé à l'extrémité de la tige de poussée. Ce piston coulisse dans un cylindre, lui-même placé à l'intérieur d'un réservoir d'air comprimé. Le cylindre est plein d'huile, ainsi que le bas du réservoir : la communication se fait au moyen d'un gicleur.

La pression d'air comprimé est réglée pour équilibrer le mouvement avec une légère résultante vers le haut ; le gicleur limite la vitesse de descente de la barre à 6 mm/s. soit 150 pcm/s., en cas de rupture de l'écrou à billes et perte de la pression d'air comprimé.

Les performances de la barre sont les suivantes :

— Pilotage normal et secours : maximum de vitesse ± 2 mm/s. ± 10 %
— Voie de sécurité : 6 mm/s.

2) - Les barres de sécurité :

Conception générale et disposition sur le réacteur (Figure 9).

Au nombre de cinq, les barres de sécurité sont légèrement inclinées sur la verticale (10 degrés maximum) autour du coeur de façon que les éléments absorbants viennent frôler l'élément combustible en position basse.

Elles sont propulsées par air comprimé, les éléments absorbants étant dans l'eau lourde, tandis que la partie du mécanisme assurant le mouvement émerge du bidon réflecteur et baigne dans l'eau légère de la piscine (Figures 10 et 11).

Les circuits d'alimentation électrique et pneumatique

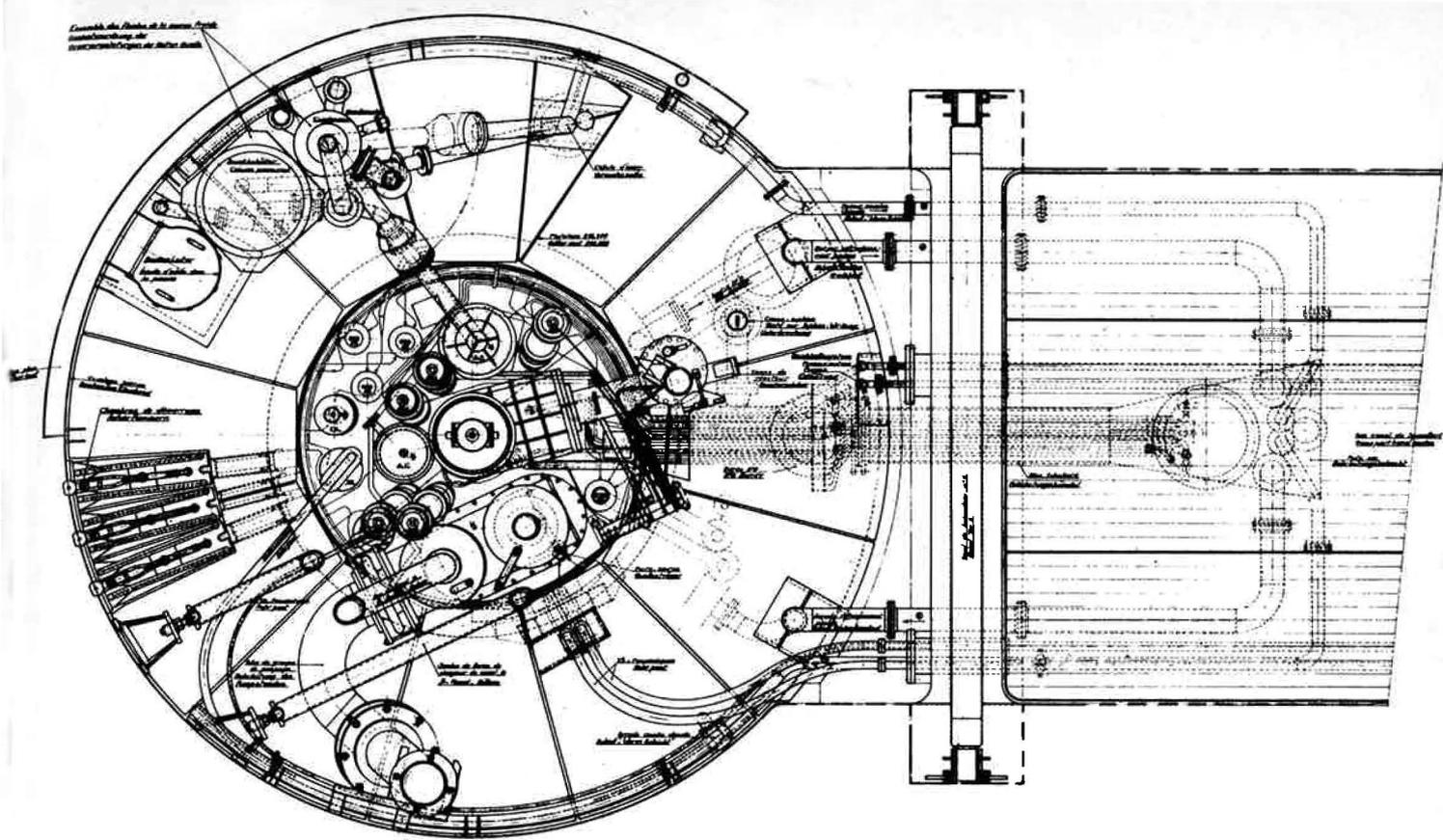


Fig. 9. — Aménagements de la piscine. Vue de dessus, en coupe, au niveau 223,70

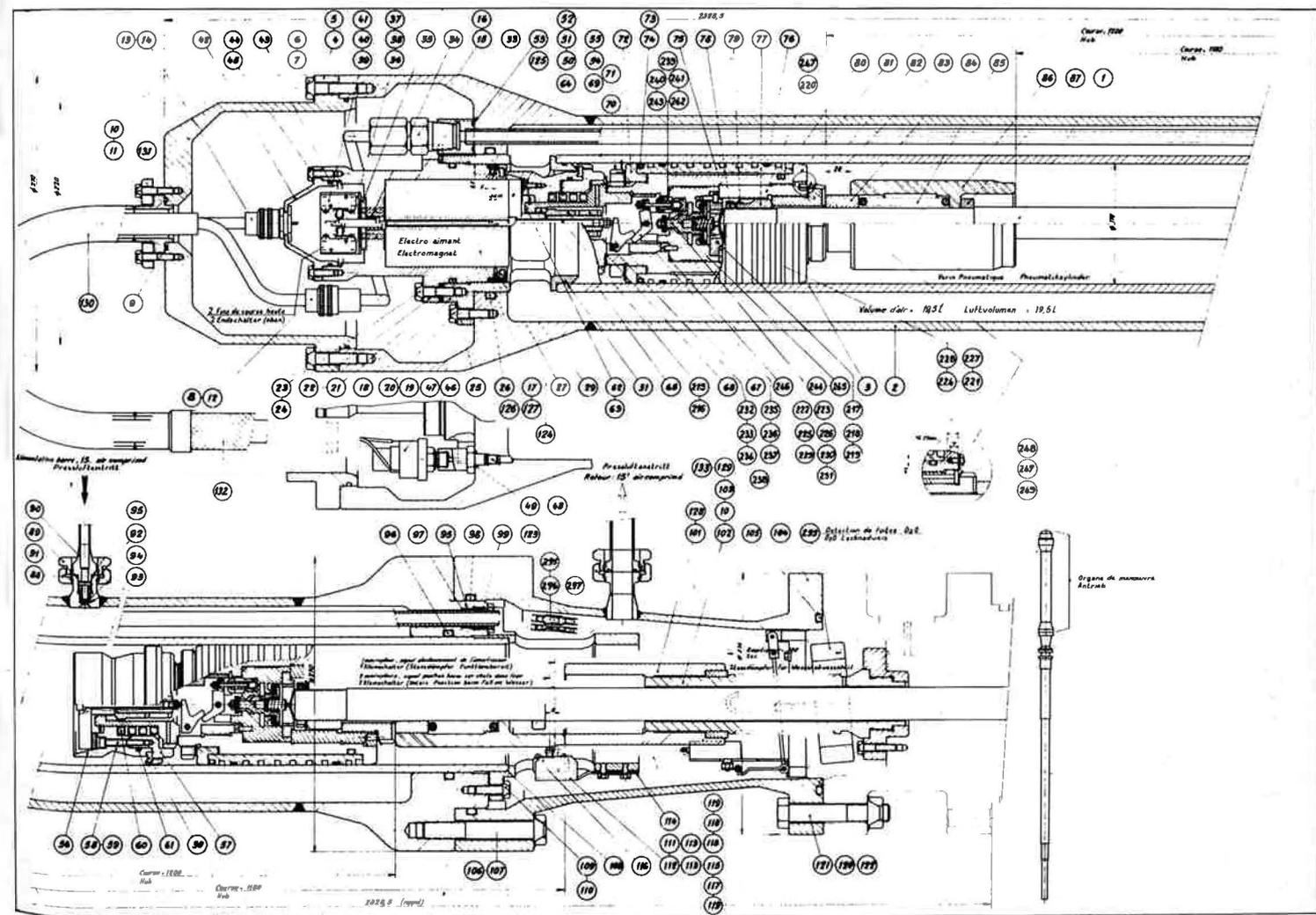


Fig. 10. — Barre de sécurité, partie supérieure

du mécanisme cheminant dans l'eau légère de la piscine et aboutissent au niveau supérieur de la piscine.

La barre, maintenue en position haute lors du fonctionnement, est constamment sollicitée vers le bas sous l'effet d'une réserve d'air comprimé. Elle reste accrochée en position haute malgré cette sollicitation, par l'intermédiaire d'un électroaimant qui, par manque de courant provoque la propulsion des barres.

Description sommaire :

Nous décrivons d'abord l'élément absorbant : c'est un tube constitué d'un alliage argent-indium-cadmium, de diamètre 100 mm, d'épaisseur 4 mm et de longueur 2 000 mm. Il est gainé de façon étanche par un procédé électrolytique utilisant le nickel, afin de la protéger de la corrosion due à l'eau lourde.

Il s'assemble sur l'organe de manoeuvre, par un dispositif d'accrochage à baïonnette, muni des verrouillages nécessaires.

On trouve encore, du côté eau lourde, le dispositif d'amortissement qui comporte un piston refoulant l'eau lourde au travers d'orifices calibrés en fin de course de propulsion ; ce piston fait partie d'un tube en alliage d'aluminium prolongeant le tube absorbant et guidé au moyen de roulettes dans un tube fixe.

Le piston d'amortissement se termine en position supérieure par la tige de traversée dans une boîte étanche séparant l'eau lourde de l'air du vérin de commande.

Description de l'organe de manoeuvre :

Ce dernier comprend :

- un vérin pneumatique de lancement ;
- un électroaimant d'accrochage ;
- un amortisseur sec de secours et certains accessoires tels que fin de course, détecteur de présence d'eau au-dessus de la traversée étanche.

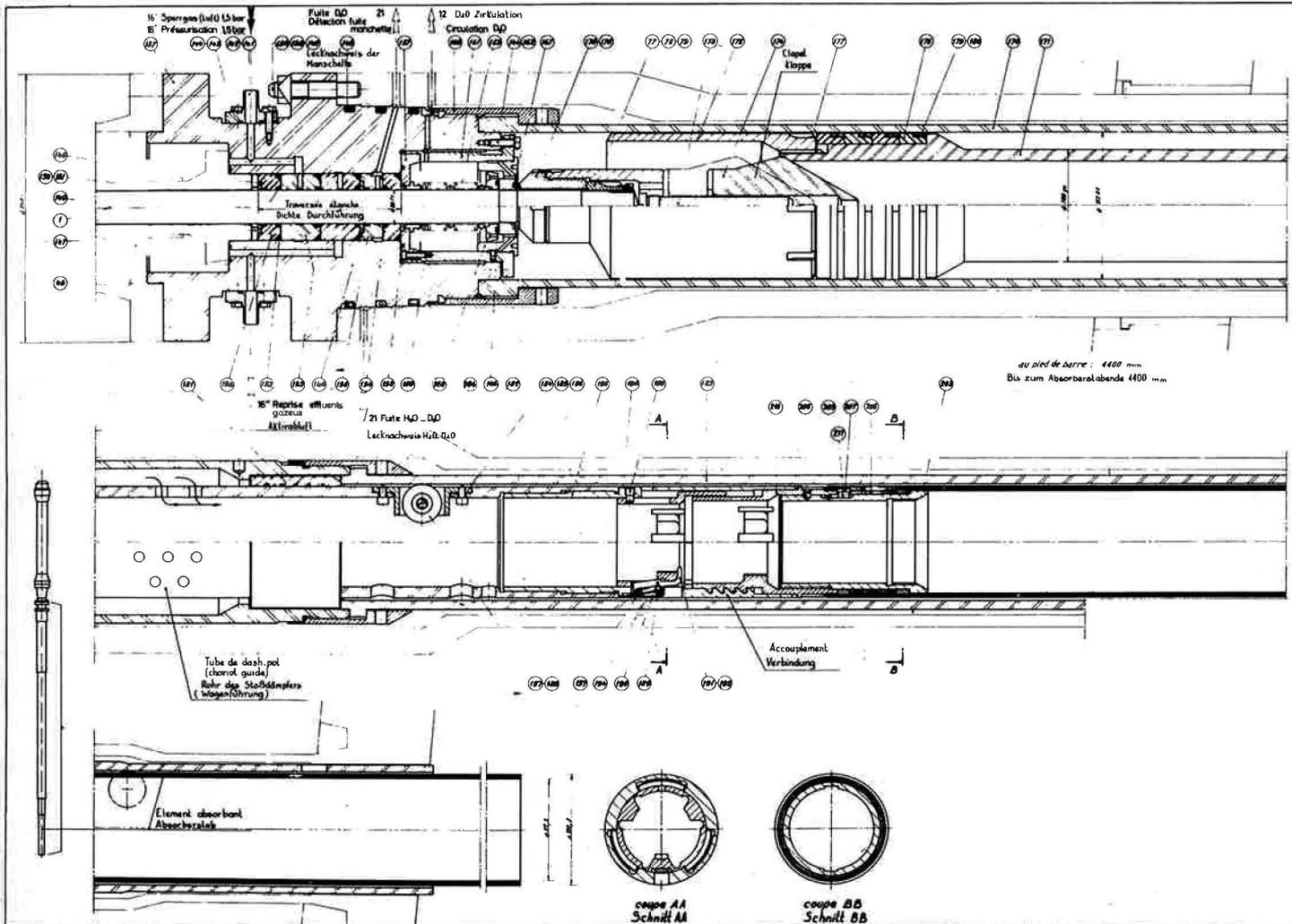


Fig. 11. — Barre de sécurité, partie inférieure.

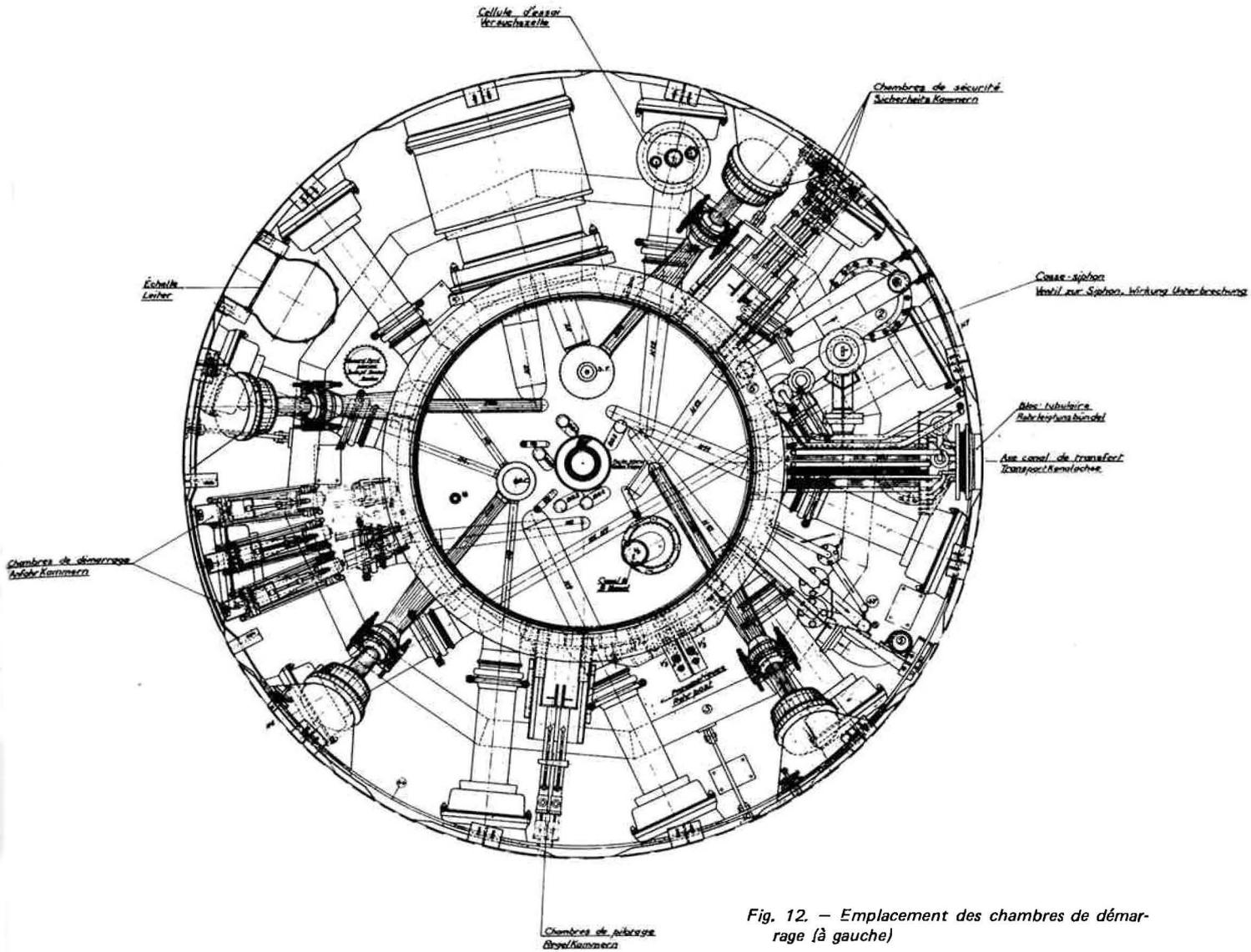


Fig. 12. — Emplacement des chambres de démarrage (à gauche)

Traversée étanche :

Elle constitue la séparation entre l'eau lourde du réacteur et la chambre à air inférieure du vérin de lancement.

Elle est constituée par une série de joints toriques entre lesquels se fait la reprise des fuites éventuelles en séparant dans toute la mesure du possible les fuites d'eau lourde et celles de l'eau légère ou de l'air comprimé.

Une pressurisation entre les deux bagues toriques supérieures interdit toute rentrée d'eau vers le vérin pneumatique.

Performances de la barre :

- le temps de chute maximum est de 0,23 seconde pour une course de 800 mm ;
- la vitesse de remontée est de 12 mm/s. environ ;

— durée de vie : du fait du changement de composition de l'alliage sous irradiation, il est envisagé actuellement le remplacement de ces absorbants tous les deux ans environ (10^{22} n/cm² intégrés).

3) - Les chambres de démarrage (Figure 12)

Elles sont situées hors du bidon réflecteur, sensiblement dans le plan médian du cœur et dans la piscine, c'est-à-dire dans l'eau légère de la protection.

Au nombre de trois, elles sont situées chacune dans un container amovible étanche, posé sur une balancelle reliée à la margelle par une tringlerie. Un système moto-réducteur électrique assure le déplacement de la tringlerie.

En outre, le container comporte à la partie avant un blindage de plomb.

Les trois chambres ont des mouvements indépendants (Figure 13).

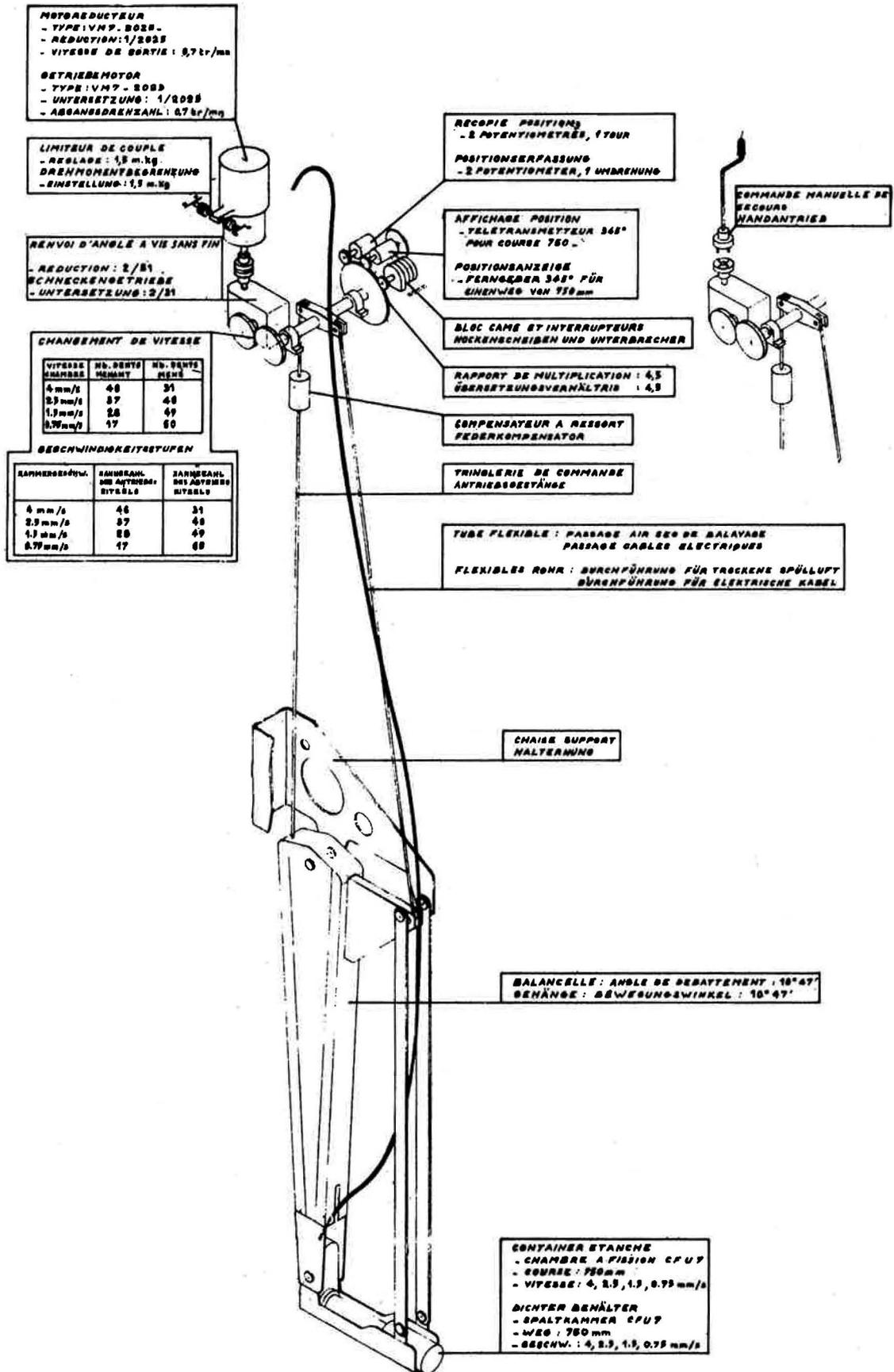


Fig. 13. - Commande des chambres de démarrage.

4) - Les chambres de sécurité et de pilotage

Il existe deux chambres de pilotage et trois chambres de sécurité ; elles sont situées dans des containers étanches, comportant un écran de plomb comme précédemment, et approximativement dans le plan médian du coeur.

Ces chambres sont manoeuvrables au moyen d'une perche sur un tabouret support, mais leur mouvement n'est pas motorisé.

F - Les aménagements de la piscine :

Ils comportent :

- Un circuit de refroidissement dont la crépine d'arrivée se situe à 2 m au-dessus du fond de la piscine et une crépine de reprise située en partie haute au-dessus du

bloc tubulaire, c'est-à-dire à mi-hauteur de la piscine.

- Un circuit couche chaude situé à la partie supérieure de la piscine.
- Un platelage d'accès situé au niveau de la plaque supérieure du bloc tubulaire et constituant la limite d'accès du personnel, réacteur arrêté et l'eau affleurant les plaques du platelage.
- Enfin, un plongeur en partie supérieure, hors d'eau et constituant une plate-forme d'accès pour les mécanismes de la hotte de déchargement et du canal expérimental bêta.
- La température de l'eau légère de la piscine est maintenue en dessous de 35° C., celle de la couche chaude étant maintenue à 4° C. au-dessus de celle de la piscine.

Les circuits de refroidissement et l'installation de détritiation

Par M. CHAZALON * et Y. LECUYER *

Les circuits ont pour fonction d'évacuer la chaleur produite dans le coeur du réacteur. Très schématiquement, le principe est le suivant : un circuit primaire, entièrement contenu dans l'enceinte étanche, transfère directement la puissance, par l'intermédiaire d'échangeurs classiques, à un circuit secondaire. Le fluide du circuit primaire est l'eau lourde pour les circuits coeur, l'eau déminéralisée pour les circuits piscine et canal.

Le circuit secondaire est un circuit ouvert qui utilise de l'eau de rivière pompée et rejetée dans le Drac. Cette solution, qui évite d'intercaler un circuit intermédiaire entre primaire et secondaire, a pu être adoptée car elle ne présente, compte tenu des moyens de détection prévus, aucun risque d'activation ni de contamination radioactive de l'eau du Drac, même en cas de fuite sur un échangeur.

I — PRESENTATION DES CIRCUITS

Le schéma complet des circuits d'eau lourde pour l'ensemble du réacteur est représenté sur la figure 1. La figure 2 est une représentation simplifiée de l'ensemble

des circuits primaires (eau lourde et eau déminéralisée) et secondaires, la figure 3 du circuit primaire eau lourde seul.

La conception et la disposition de ces circuits ont été guidées par les considérations suivantes :

- le volume d'eau lourde nécessaire devait être minimum ;
- les abords immédiats du réacteur devaient être laissés libres pour les expériences, ce qui a conduit à regrouper les circuits au sous-sol, à un niveau inférieur au bloc-pile ;
- il était nécessaire d'éviter, malgré la disposition précédente, tout risque de siphonnage et de dénoyage du coeur en cas de rupture sur le circuit : c'est pourquoi les tuyauteries de liaison au bloc-pile remontent à un niveau supérieur à celui du coeur et sont équipées d'un clapet casse-siphon ;
- l'exploitation des circuits devait être aussi souple que possible, d'où la disposition en casemates indépendantes qui rend possible l'accès à chaque échangeur ou pompe, le réacteur étant en fonctionnement, mais à puissance réduite, après isolement et vidange de la casemate correspondante ;
- la continuité de la circulation forcée devait être assurée sans risque d'interruption brutale, d'où l'exclusion de tout organe de sectionnement sur les

* Division de Construction des Réacteurs, CEN de Saclay.

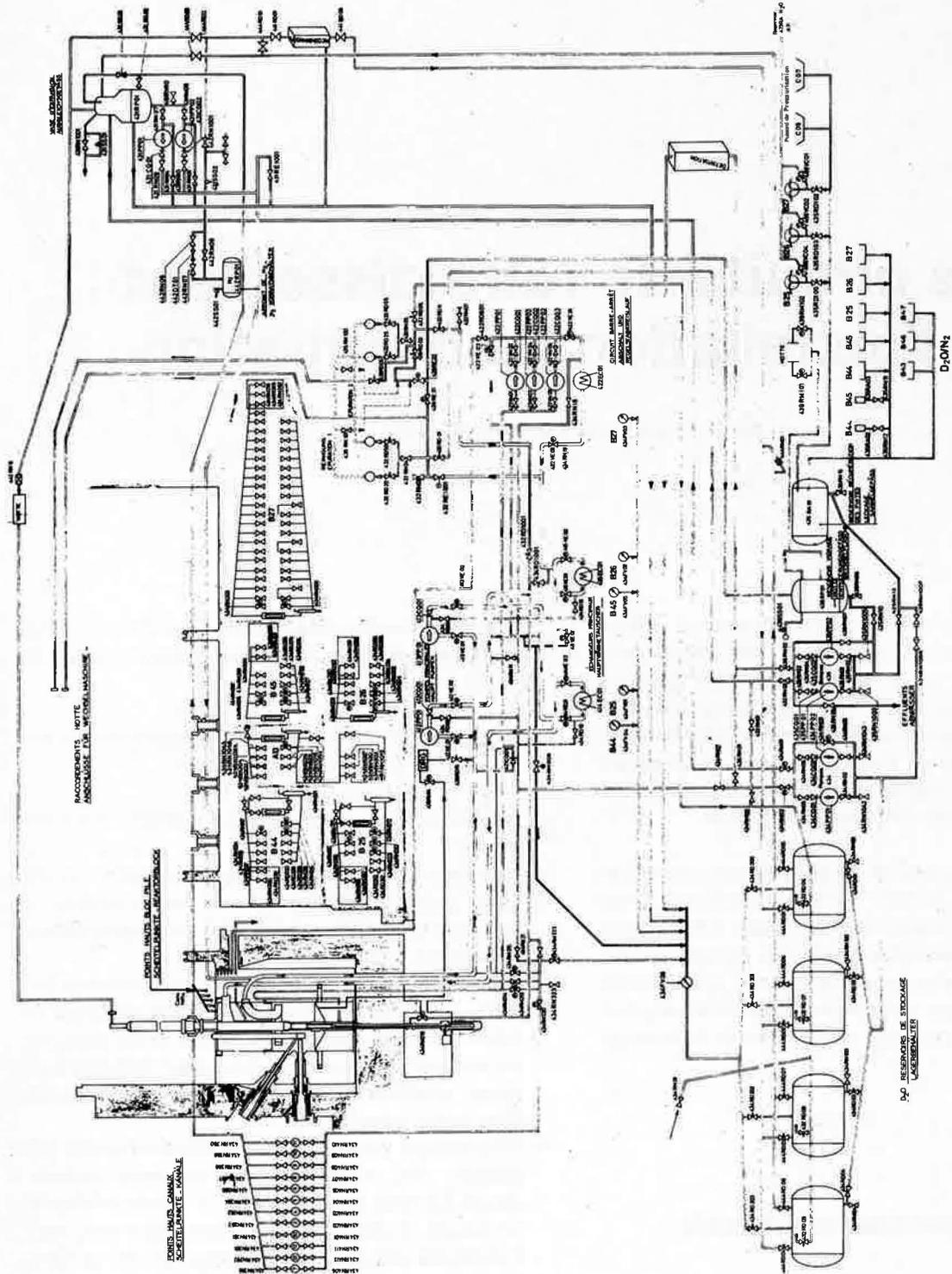


Fig. 1. — Schéma complet des circuits d'eau lourde.

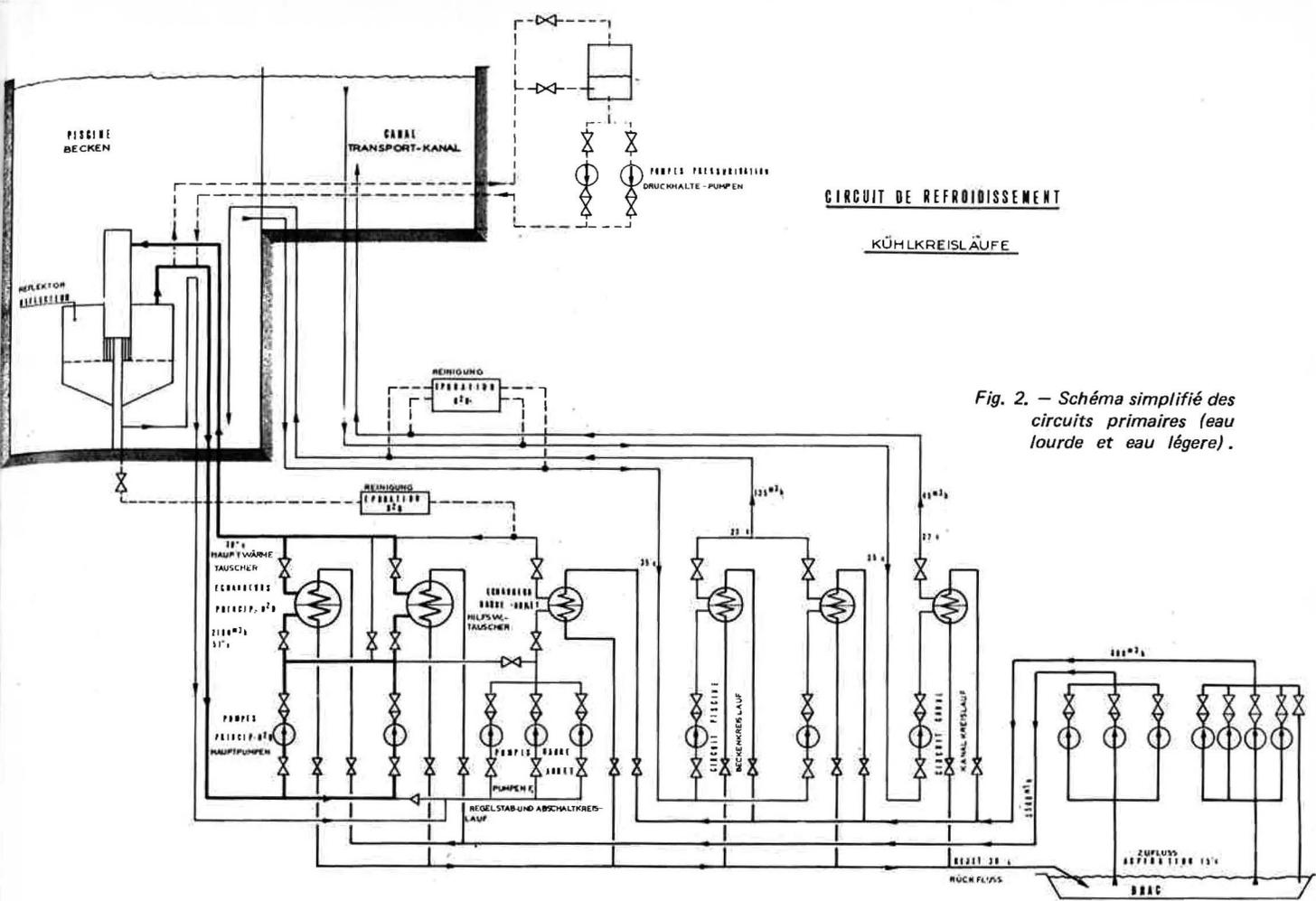


Fig. 2. — Schéma simplifié des circuits primaires (eau lourde et eau légère).

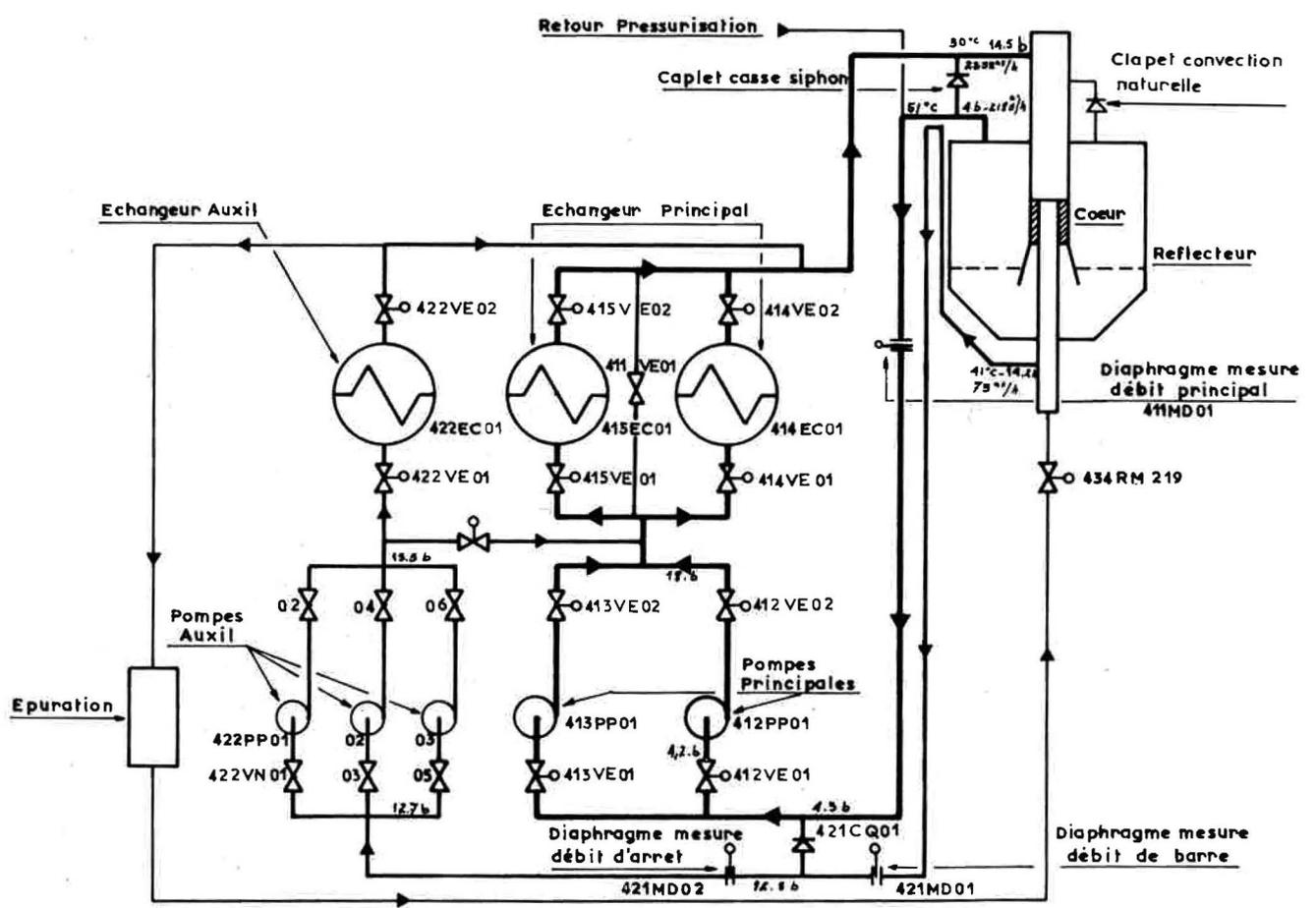


Fig. 3. — Schéma du circuit primaire d'eau lourde

tronçons communs de raccordement au bloc-pile et l'utilisation de volants d'inertie sur les pompes principales assurant, en cas de manque de tension ou de déclenchement d'un groupe, une décroissance de débit compatible avec la réduction de puissance.

de la barre de pilotage aussi bien réacteur en marche qu'en régime d'arrêt. Il comporte essentiellement trois pompes, un échangeur et leurs vannes d'isolement.

La circulation est réalisée de la façon suivante :

A) CIRCUITS PRIMAIRES

1 - Circuits d'eau lourde

a) Circuit principal

Le circuit principal assure le refroidissement du coeur et du réflecteur, réacteur en marche. Il comprend essentiellement deux pompes, deux échangeurs, les vannes d'isolement et les tuyauteries de liaison au bloc-pile.

La circulation est réalisée de la façon suivante : l'eau lourde chaude sort du bidon réflecteur par une tuyauterie de 400 mm de diamètre piquée verticalement sur sa partie supérieure. Cette tuyauterie descend ensuite verticalement dans la piscine. A la sortie du fourreau de traversée du fond de la piscine, se trouve le diaphragme de mesure du débit primaire principal. Le débit se partage ensuite dans deux tuyauteries de 300 mm de diamètre conduisant aux deux pompes principales. Celles-ci refoulent l'eau lourde vers les deux échangeurs principaux par deux tuyauteries de 300 mm de diamètre, une liaison entre ces deux tuyauteries permettant de banaliser les pompes par rapport aux échangeurs.

A l'aval de ceux-ci, l'eau froide est à nouveau dirigée vers le bloc-pile par un collecteur de 400 mm de diamètre, dont le cheminement est parallèle à celui du collecteur de sortie. L'eau lourde est ainsi amenée à la partie supérieure de la cheminée du réacteur.

Pompes et échangeurs sont installés dans quatre casemates indépendantes situées de part et d'autre d'une galerie dans laquelle cheminent les tuyauteries reliant ces appareils entre eux et au bloc-pile. Chacune de ces casemates est isolable par deux vannes à double opercule commandées électriquement.

La disposition des pompes en amont des échangeurs permet d'avoir une pression plus élevée à leur aspiration et d'éviter ainsi tout risque de cavitation.

b) Circuit barre et arrêt

Le circuit barre et arrêt a deux fonctions : refroidissement du coeur après arrêt du réacteur, et refroidissement

Le débit qui passe par l'orifice central de l'élément combustible et assure le refroidissement de la barre de pilotage est repris à la partie basse de celle-ci par une tuyauterie de 80 mm de diamètre dont le cheminement dans la piscine et la galerie des collecteurs est parallèle à celui des tuyauteries entrée et sortie du coeur. Elle aboutit dans une casemate dans laquelle sont regroupées les trois pompes et l'échangeur du circuit barre et arrêt. A la sortie de cet échangeur, le débit est ramené sur la tuyauterie entrée du coeur par un tuyau de 125 mm de diamètre. Un by-pass situé dans la galerie des collecteurs et équipé d'un clapet anti-retour relie les tuyauteries sortie du coeur et sortie de la barre de pilotage. Ce clapet est fermé lorsque une ou deux pompes principales sont en service ; il est ouvert lorsque seules les pompes auxiliaires du circuit barre-arrêt sont en service et permet ainsi à celles-ci d'assurer dans ce cas le débit de refroidissement du coeur.

c) Circuits annexes d'eau lourde

Ils comprennent :

Le circuit de pressurisation : Un réservoir sous atmosphère d'azote placé au-dessus du bloc-pile et des circuits joue le rôle de vase d'expansion et d'appoint. Le niveau de l'eau lourde y est maintenu constant, grâce à un trop-plein qui renvoie dans le stockage les excédents d'expansion éventuels. Une pompe, qui aspire dans ce vase d'expansion et refoule dans le collecteur de sortie du bloc-pile, établit une pression de 4 bars absolus à la sortie du coeur, quel que soit le régime de fonctionnement. Le débit assuré par cette pompe est ramené au vase d'expansion par l'intermédiaire de prélèvements effectués sur tous les points hauts du bloc-pile et des canaux expérimentaux. Ce retour peut s'effectuer soit sous le niveau libre de l'eau lourde dans le vase d'expansion soit, si l'on veut dégazer, à la partie supérieure du vase, à travers un pulvérisateur.

Le circuit d'épuration constitué de deux boucles comprenant chacune une pompe, des filtres et un pot de résines échangeuses d'ions. Il permet d'épurer aussi bien l'eau lourde du bloc-pile et du circuit principal que celle des bidons de stockage.

Les quatre réservoirs de stockage de l'eau lourde, installés au-dessous des circuits, dans un local en sous-sol et les tuyauteries de remplissage et de vidange.

Les circuits gaz de couverture et recombinaison, destinés à assurer le balayage en azote des surfaces libres

d'eau lourde dans le vase d'expansion et les réservoirs de stockage, afin d'éviter l'accumulation de gaz de radiolyse. Ce circuit comporte deux surpresseurs étanches à palier à gaz, dont un en secours. La recombinaison des gaz de radiolyse s'effectue dans un pot à catalyse où se produit, en présence de palladium, la réaction exothermique de recombinaison du deutérium et de l'oxygène.

Le circuit de récupération des fuites.

2 – Circuits eau déminéralisée

Ils comprennent :

Le circuit piscine composé de deux boucles, avec chacune une pompe et un échangeur qui assure le refroidissement de la piscine du réacteur.

Le circuit canal qui évacue les calories dissipées dans le compartiment du canal de transfert où sont stockés les coeurs usés. Il comporte lui aussi une pompe et un échangeur.

Le circuit couche chaude qui permet d'éviter les remontées d'eau active à la surface de la piscine.

Les circuits annexes de production, d'épuration et de stockage de l'eau déminéralisée.

B) CIRCUITS SECONDAIRES

L'eau secondaire de refroidissement prélevée dans le Drac est siphonnée jusqu'à un bassin de pompage dans lequel aspirent les pompes secondaires.

Comme pour les circuits primaires, on trouve, côté secondaire :

- un circuit principal équipé de trois pompes, dont deux en service en régime nominal et une en secours, qui assurent le débit de refroidissement des échangeurs principaux.
- un circuit auxiliaire qui alimente en eau froide l'échangeur du circuit barre-arrêt, les échangeurs des circuits piscine et canal et d'autres installations telles que la détritiation et les batteries froides de la ventilation. Il comporte quatre pompes, dont une en secours.

II – DIMENSIONNEMENT ET CARACTERISTIQUES PRINCIPALES

L'ensemble des débits primaires et secondaires des échangeurs a été dimensionné de façon à obtenir un maximum de 30° C. sur la température de l'eau lourde à l'entrée du coeur, pour une puissance de 57 MW du réacteur, et pour une température maximale de l'eau du Drac de 15° C.

Le débit nominal de 2 180 m³/h du circuit primaire principal correspond à une vitesse entre plaques d'élément combustible de 15,5 m/s.

Le tableau suivant donne les caractéristiques principales des circuits primaires :

		Régime nominal	Régime d'arrêt
Entrée bloc-pile	débit pression température	2 255 m ³ /h 14,5 bars absolus 30° C.	180 m ³ /h 4,2 bars absolus 35° C.
Sortie coeur	débit pression température	2 180 m ³ /h 4 bars absolus 51° C.	150 m ³ /h 4,1 bars absolus 43° C.
Sortie barre de pilotage	débit pression température	75 m ³ /h 14,2 bars absolus 42° C.	30 m ³ /h 4,1 bars absolus 40° C.

III – FONCTIONNEMENT

On peut distinguer trois régimes de fonctionnement :

- *Le régime de puissance* : le débit de refroidissement du coeur est alors assuré par les pompes principales, le débit de refroidissement de la barre de pilotage par les pompes auxiliaires.
- *Le régime d'arrêt* : les débits de refroidissement du coeur et de la barre de pilotage sont assurés par les pompes auxiliaires. Ce régime doit être maintenu pendant 24 heures environ après un arrêt du réacteur.
- *Le régime de convection naturelle* : il assure l'évacuation de la puissance résiduelle, 24 heures après la

chute des barres. Il sert aussi de régime d'ultime secours en cas de défaillance générale des pompes.

A) Mise en service des circuits et régime nominal :

La mise en service ou l'arrêt des organes principaux des circuits sont réalisés depuis la salle de contrôle par des commandes séquentielles. Les deux pompes principales et les trois échangeurs à eau lourde peuvent être ainsi commandés séparément. La mise en service d'un échangeur provoque l'ouverture des vannes d'isolement primaires et secondaires. La mise en service d'une pompe provoque l'ouverture des vannes d'isolement, puis le démarrage de la pompe. En régime de puissance, différentes configurations de fonctionnement sont possibles, d'autres sont interdites par les automatismes. Ceux-ci empêchent, par exemple, de mettre en service une deuxième pompe principale si un seul échangeur principal est en service. Le processus normal de démarrage des circuits est le suivant :

- mise en service de la pressurisation ;
- mise en service de l'échangeur auxiliaire barre-arrêt ;
- mise en service des pompes auxiliaires primaires du circuit de refroidissement de la barre de pilotage et de refroidissement à l'arrêt ; la sous-séquence correspondante provoque le démarrage simultané de deux des trois pompes auxiliaires préalablement sélectionnées ;
- mise en service des pompes auxiliaires secondaires ;
- mise en service d'un échangeur principal ;
- mise en service de l'autre échangeur principal ;
- mise en service d'une pompe principale primaire ;
- mise en service de l'autre pompe principale primaire ;
- mise en service de deux pompes principales secondaires.

Au régime nominal, le débit de 2 180 m³/h est donc assuré par les deux pompes principales qui débitent alors à travers les deux échangeurs principaux.

B) Autres cas de fonctionnement possible

En cas d'incident sur une pompe ou un échangeur principal, la casemate correspondante est isolée, l'isolement d'une casemate échangeur entraînant automatiquement l'arrêt d'une pompe principale.

On a alors la possibilité de fonctionner avec une seule pompe principale et un ou deux échangeurs principaux.

Le débit est alors d'environ 70% du débit nominal et la puissance de fonctionnement possible, environ 70% ou 55% de la puissance nominale, selon que l'on a deux ou un seul échangeur en service. Dans le cas où un seul échangeur principal est alors en service, une vanne by-pass s'ouvre automatiquement et le débit à travers l'échangeur est ainsi limité à 120% de sa valeur nominale.

En cas d'indisponibilité de l'échangeur auxiliaire barre-arrêt, son isolement provoque automatiquement l'ouverture d'un by-pass qui permet aux pompes auxiliaires de refouler à travers les échangeurs principaux, et on peut ainsi maintenir le réacteur au voisinage de sa puissance nominale.

Si une pompe du circuit primaire barre-arrêt s'arrête sur incident, la pompe en réserve démarre automatiquement mais, même si cette dernière est alors indisponible, une seule pompe auxiliaire suffit à assurer le débit nécessaire.

La pression à l'aspiration des pompes principales est de 4,1 bars absolus, aussi bien avec les deux pompes en service qu'avec une seule. On dispose ainsi d'une confortable marge de sécurité par rapport au N P S H requis, qui est de 1,9 bar pour le débit de 1 540 m³/h.

Lors d'un arrêt simultané des deux pompes principales, leurs volants d'inertie assurent une baisse de débit inférieure à 10 % par seconde, compatible avec la puissance résiduelle après chute des barres de sécurité.

Après 10 secondes environ, le clapet permettant aux pompes auxiliaires d'aspirer dans la tuyauterie de sortie du bloc-pile s'ouvre et la circulation forcée à travers le cœur se stabilise après 100 secondes environ à 150 m³/h, grâce à ces pompes qui, alimentées en secours par des batteries d'accumulateurs, sont toujours disponibles.

Après un arrêt du réacteur, les pompes auxiliaires sont maintenues en service pendant 24 heures. On peut ensuite les arrêter et passer en convection naturelle. A cet effet, le bloc-pile est équipé de clapets de convection naturelle qui mettent en communication la cheminée d'entrée avec le bidon réflecteur. Ces clapets sont ouverts si aucune pompe n'est en service, une pression de commande transmise par une tuyauterie pilote branchée immédiatement au refoulement des pompes auxiliaires entraîne leur fermeture lors du démarrage de celles-ci.

C) Incidents :

Outre les défaillances d'appareils déjà mentionnées et qui ont comme conséquence un changement de configuration de fonctionnement des circuits avec ou sans arrêt du réacteur, on peut mentionner le cas d'une fuite dans un échangeur.

Le système primaire étant constamment maintenu à une pression supérieure à celle régnant dans le système secondaire, la fuite se produit alors dans le sens eau lourde vers eau légère et il n'y a pas de risque de pollution de l'eau lourde du système primaire. Une détection d'activité sur la tuyauterie secondaire de sortie de l'échangeur permet de détecter la présence de l'eau lourde et entraîne automatiquement l'isolement de l'échangeur, ce qui évite toute contamination extérieure.

IV - EQUIPEMENTS

A) Pompes principales

1 - Description

Les deux pompes principales sont du type centrifuge à axe horizontal, aspiration axiale et refoulement radial, avec rouet monté en porte à faux. L'étanchéité sur l'axe est réalisée par une garniture mécanique avec grain fixe en graphite et grain tournant stellité. Cette garniture mécanique est réfrigérée et lubrifiée par l'eau lourde. La fuite à la garniture a été contrôlée lors des essais en usine et sur le site. Elle est inférieure à 2 cm³/h.

La construction des corps de pompe est du type chaudronné soudé, les différents composants étant reliés par des brides à doubles joints toriques avec contrôle de fuite.

Les pompes sont entraînées par des moteurs asynchrones alimentés en 5 500 V. Ces moteurs sont équipés d'un volant d'inertie monté en porte à faux.

2 - Caractéristiques principales

Moteur	Puissance nominale	600 kW
	Tension d'alimentation	5 500 volts
	Intensité nominale	74 ampères
	Rendement	0,95
	Cos φ	0,9
	Vitesse de rotation	2 960 T/min.

Pompe

	Régime nominal	Avec une seule pompe en service
Débit	1 090 m ³ /h	1 540 m ³ /h
Hauteur de refoulement	129 m	97 m
N P S H requis	8 m	16,5 m
Rendement	0,82	0,76

B) Pompes auxiliaires

Toutes les autres pompes à eau lourde (pompes des circuits barre et arrêt, pressurisation, remplissage, etc...) sont du type étanche à rotor et stator chemisé, avec le rotor immergé dans l'eau lourde. Les corps forgés sont reliés au carter moteur par une bride à double joint torique. Ces pompes sont montées verticalement, le moteur au-dessus.

C) Echangeurs principaux

1 - Description

Les deux échangeurs principaux sont de type classique monobloc à tubes droits fixés sur plaques tubulaires soudées à la virole. Ils sont montés horizontalement. La fixation du faisceau tubulaire sur les plaques est effectuée par dudgeonnage et soudage ; la soudure assure simplement l'étanchéité, mais ne supporte pas les efforts.

L'eau lourde circule à l'extérieur du faisceau tubulaire, l'eau secondaire à l'intérieur, ce qui permet un nettoyage continu des tubes par l'utilisation d'un dispositif Taprogge.

L'écoulement est à deux passes aussi bien dans les tubes qu'à l'extérieur du faisceau, et par conséquent les tubulures de raccordement sont toutes d'un même côté des corps.

2 - Caractéristiques principales

Dimensions

Longueur hors tout	8 m
Diamètre de la virole	1,25 m
Épaisseur des plaques tubulaires	40 mm
Longueur du faisceau tubulaire	6 m
Dimensions des tubes	
diamètre extérieur	20 mm
épaisseur	1,5 mm
Nombre de tubes	2 080
Pas (triangulaire)	25 mm
Volume d'eau lourde	3,4 m ³

Caractéristiques hydrauliques et thermiques

Puissance	30 MW
Surface d'échange	780 m ²
Débit primaire	1 090 m ³ /h
Débit secondaire	1 750 m ³ /h
Températures	
primaire entrée	51,6° C.
primaire sortie	30° C.
secondaire entrée	15° C.
secondaire sortie	29,8° C.
Perte de charge	
primaire	1,15 bar
secondaire	0,8 bar

D) Échangeurs auxiliaires

Les échangeurs des circuits barre-arrêt, piscine et canal sont de même type que les échangeurs principaux, mais l'écoulement est à quatre passes au lieu de deux.

E) Vannes d'isolement

Les circuits d'eau lourde comportent des vannes de 300 mm de diamètre et de 125 mm de diamètre. Ces vannes sont à double opercule, avec étanchéité sur des portées stellitées. L'ensemble de la construction est forgée.

L'étanchéité sur la tige est assurée par un soufflet pour les vannes de diamètre 125 mm, par un double presse-étoupe pour les vannes de diamètre 300 mm, avec détection de fuite entre les deux presse-étoupe.

F) Robinetterie

Les sectionnements sur les petits diamètres des circuits d'eau lourde sont réalisés par des robinets à soupape, avec étanchéité métal-métal au siège et soufflet pour l'étanchéité vers l'extérieur.

G) Tuyauteries - raccordements

Les tuyauteries des circuits d'eau lourde sont réalisées en tubes roulés soudés pour les diamètres supérieurs à 125 mm, en tubes étirés sans soudure pour les autres diamètres.

Les coudes de gros diamètres sont en demi-coquilles soudées longitudinalement. Les autres coudes sont pliés à chaud.

Les raccordements sur les appareils sont réalisés pour les diamètres supérieurs à 30 mm par des brides à doubles joints toriques avec détection de fuite, pour les diamètres inférieurs à 30 mm par raccords vissés type C. E. A.

Le nombre des raccordements par brides ou raccords a été limité au minimum, le reste ayant été réalisé au montage par soudage en place sous argon.

H) Matériaux

D'une façon générale, toutes les tuyauteries et appareils contenant de l'eau lourde ont été réalisés en acier austénitique, bas carbone, stabilisé au titane, type : X 10 Cr Ni Ti 18-9.

Les tubes des échangeurs sont en acier au molybdène,

type X 10 Cr Ni Mo Ti 18-10, acier offrant une meilleure résistance à la corrosion par l'eau secondaire qui contient des chlorures.

V – L'INSTALLATION DE DETRITIATION

Cette installation est destinée à épurer l'eau lourde du réacteur. Elle a pour but :

- d'une part de retirer l'eau légère pouvant être introduite dans l'eau lourde, soit lors de manoeuvres normales (chargement ou déchargement du combustible, changement des résines d'épuration d'eau lourde etc...), soit lors de fuites accidentelles ;
- d'autre part de retirer une partie du tritium se formant continuellement par irradiation de l'eau lourde.

L'installation est capable d'éliminer 160 litres par an d'eau légère pour une teneur molaire en hydrogène dans l'eau à traiter de 0,004.

Elle assure un appauvrissement de l'eau lourde en tritium de 2,78 permettant d'obtenir une activité à l'équilibre de 3 Ci/l au lieu de 80 Ci/l sans détritiation.

Elle assure une production de tritium de 7,87 Nml/h à la teneur de 0,99.

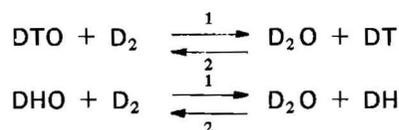
L'installation comporte deux parties principales dont les buts sont les suivants :

- 1) Un échange catalytique où l'on opère en présence d'un catalyseur un échange isotopique entre la vapeur d'eau lourde à traiter et du deutérium gazeux.
- 2) Une distillation fractionnée du deutérium liquide qui sépare l'hydrogène et le tritium du deutérium.

A) Echange catalytique

1 – Principe

Au niveau de l'échange catalytique, les réactions suivantes ont lieu :



Les constantes d'équilibre varient avec la température. Celle de 200° C a été choisie car elle correspond à des valeurs intéressantes sans conduire à de trop grands

problèmes de diffusion du deutérium et du tritium à travers les aciers. Les valeurs sont les suivantes : $\alpha_{ET} = 0,82$ $\alpha_{EH} = 1,78$.

L'installation comprend une cascade de 3 réacteurs catalytiques sur chacun des quels circule un co-courant de vapeur d'eau lourde et de deutérium. A l'échelle de la cascade des 3 réacteurs catalytiques, les courants de vapeur d'eau lourde et de deutérium sont croisés.

2 - Réalisation

L'installation n'est pas alimentée en permanence par un débit d'eau lourde prélevé sur le réacteur. Elle possède à l'entrée et à la sortie des stockages d'eau lourde (bidons de 1 m³) qui sont périodiquement alimentés et vidés.

Des pompes doseuses injectent le débit d'eau lourde à traiter (16,7 l/h environ) dans des évaporateurs. La vapeur produite est mélangée à du deutérium puis surchauffée à 200° C et envoyée sur le premier catalyseur. A la sortie de celui-ci, la vapeur est condensée et le deutérium gazeux séparé et renvoyé vers la colonne de distillation.

L'eau lourde est à nouveau évaporée, mélangée à du deutérium, surchauffée à 200° C et passe sur le second catalyseur. Le cycle s'opère une troisième fois de la même manière.

A la sortie du dernier condenseur, l'eau lourde est recueillie puis renvoyée vers le réacteur.

Le chauffage de l'échange catalytique est effectué à l'aide de vapeur fournie par une chaudière électrique.

B) Colonne de distillation

1 - Principe

Le deutérium chargé en hydrogène et en tritium dans l'échange catalytique est refroidi et admis dans une colonne de distillation fractionnée à garnissage métallique. Il se liquéfie dans le condensateur de tête de la colonne. Un évaporateur au pied de la colonne assure le courant gazeux.

En tête de la colonne on soutire le produit riche en hydrogène.

A un niveau intermédiaire, le deutérium épuré de l'hydrogène et du tritium est soutiré et retourne à l'échange catalytique.

Au pied de la colonne, un faible débit de deutérium enrichi en tritium alimente une seconde colonne de

distillation fractionnée de faible section qui a pour but de concentrer le tritium afin d'obtenir une teneur de 99 % environ.

2 - Réalisation

A la sortie de l'échange catalytique, le deutérium arrive à l'aspiration d'un compresseur qui assure le mouvement du gaz dans toute l'installation. Le deutérium est ensuite séché puis entre dans la "Boîte froide".

Celle-ci se compose d'une enceinte maintenue sous vide, dans laquelle se trouvent tous les organes fonctionnant à basse température.

Le deutérium est épuré (adsorption de l'azote qu'il contient sur des charbons actifs) et refroidi par le deutérium sortant de la colonne de distillation.

Il entre ensuite dans la colonne de rectification où la séparation de l'hydrogène et du tritium s'opère.

Le deutérium épuré retourne ensuite à l'échange catalytique en passant dans un bidon tampon de 10 m³ destiné à limiter l'augmentation de pression dans les circuits lorsque l'ensemble du deutérium liquide se vaporise. (Pression limitée à 6 bars environ).

La petite colonne d'enrichissement du tritium est placée dans la boîte froide à côté de la colonne principale. Le soutirage du tritium produit s'effectue sous forme gazeuse et son stockage dans des bidons à une pression inférieure à la pression atmosphérique.

En tête de la colonne principale, on recueille un mélange de 80 % de HD et de 20 % de D₂. Ce gaz est brûlé dans un brûleur et l'eau fournie (400 l/an) est conservée pour être retraitée dans une installation plus classique de distillation fractionnée d'eau lourde.

Un appoint de deutérium neuf est donc nécessaire pour compenser la perte de deutérium au niveau du brûleur.

C) Circuit frigorifique

La liquéfaction du deutérium est assurée par un circuit frigorifique d'hélium qui comprend un compresseur à deux étages, un certain nombre d'échangeurs récupérateurs de frigories, et une turbine de détente.

D) Implantation

Pour diverses raisons, cette installation a été implantée à l'extérieur du réacteur dans un bâtiment conçu à son usage. En effet, à cause du volume important de

deutérium mis en oeuvre (80 Nm³ environ) des conditions de sécurité rigoureuses ont été appliquées : appareillages électriques pressurisés, conduite de l'installation très automatisée, détection des fuites de tritium et de deutérium, ventilation importante des

locaux etc

Cette installation, est la première réalisation existante destinée à répondre à la double fonction de détritiation et de reconcentration de l'eau lourde.

La manutention du combustible

Par G. LÖHR *

L'installation de manutention du combustible sert à mettre en pile un élément combustible neuf et à décharger un élément irradié. Elle permet aussi l'échange de la barre de pilotage.

Pour satisfaire à ces fonctions, il faut disposer de trois hottes. Deux hottes sont affectées au déchargement d'éléments combustibles irradiés, la troisième sert au chargement d'un élément neuf et au changement de la barre de pilotage. Les deux types de hotte sont essentiellement différenciés par l'échangeur, permettant le refroidissement du combustible en convection naturelle, qui existe sur deux de ces hottes (Figure 1).

Les opérations de chargement et de déchargement du combustible se font sous protection liquide de 7,70 m d'eau légère contenue dans la piscine et dans le canal contigu. Pour que l'eau lourde du bloc pile et l'eau déminéralisée de la piscine ne se mélangent pas lors des opérations de manutention du combustible, les hottes s'accouplent de façon étanche sur le bloc pile.

Le bloc pile est fermé à sa partie supérieure par une vanne possédant un diamètre de passage de 424 mm. En régime de fonctionnement du réacteur avec ses pompes principales ou auxiliaires, cette vanne est fermée et un bouchon complémentaire assure une deuxième barrière de sécurité.

Pour effectuer les manoeuvres de chargement-déchargement du combustible, il faut enlever ce bouchon puis

poser la hotte avec son accouplement mâle sur l'accouplement femelle du réacteur à l'aide d'un portique de manutention spécialement conçu pour cette opération délicate. Il faut alors gonfler un joint qui complète l'étanchéité des joints toriques de l'accouplement, chasser l'eau légère par une pression d'azote et sécher par le vide le sas constitué par l'espace compris entre la vanne de la hotte et la vanne du réacteur. Après vérification de l'étanchéité de l'accouplement, il est alors possible d'ouvrir la vanne de la hotte et celle du réacteur.

Cette opération effectuée, il est possible de faire monter le niveau d'eau lourde dans la hotte en maintenant, par la mise en communication avec le vase d'expansion de la pile, une légère surpression d'eau lourde par rapport à l'eau légère. Dès lors il est possible de monter ou de descendre un élément à l'aide du grappin de la hotte. Ces mouvements d'eau sont nécessaires pour assurer le refroidissement de l'élément combustible dont la puissance résiduelle, après un jour d'arrêt du réacteur, est encore de l'ordre de 200 kW. C'est cette puissance résiduelle qui nous a conduit (du fait que nous sommes dans l'obligation de décharger tout le coeur en une seule opération) à mettre au point ce dispositif de déchargement d'une pile à eau lourde par une hotte totalement immergée dans l'eau légère. Toute autre solution, en particulier le refroidissement par gaz, conduisait à des solutions trop aléatoires.

Dès que l'élément irradié est hissé par le grappin dans le corps de la hotte, il est possible de refermer les deux

* G.F.K. 75 Karlsruhe (R.F.A.)

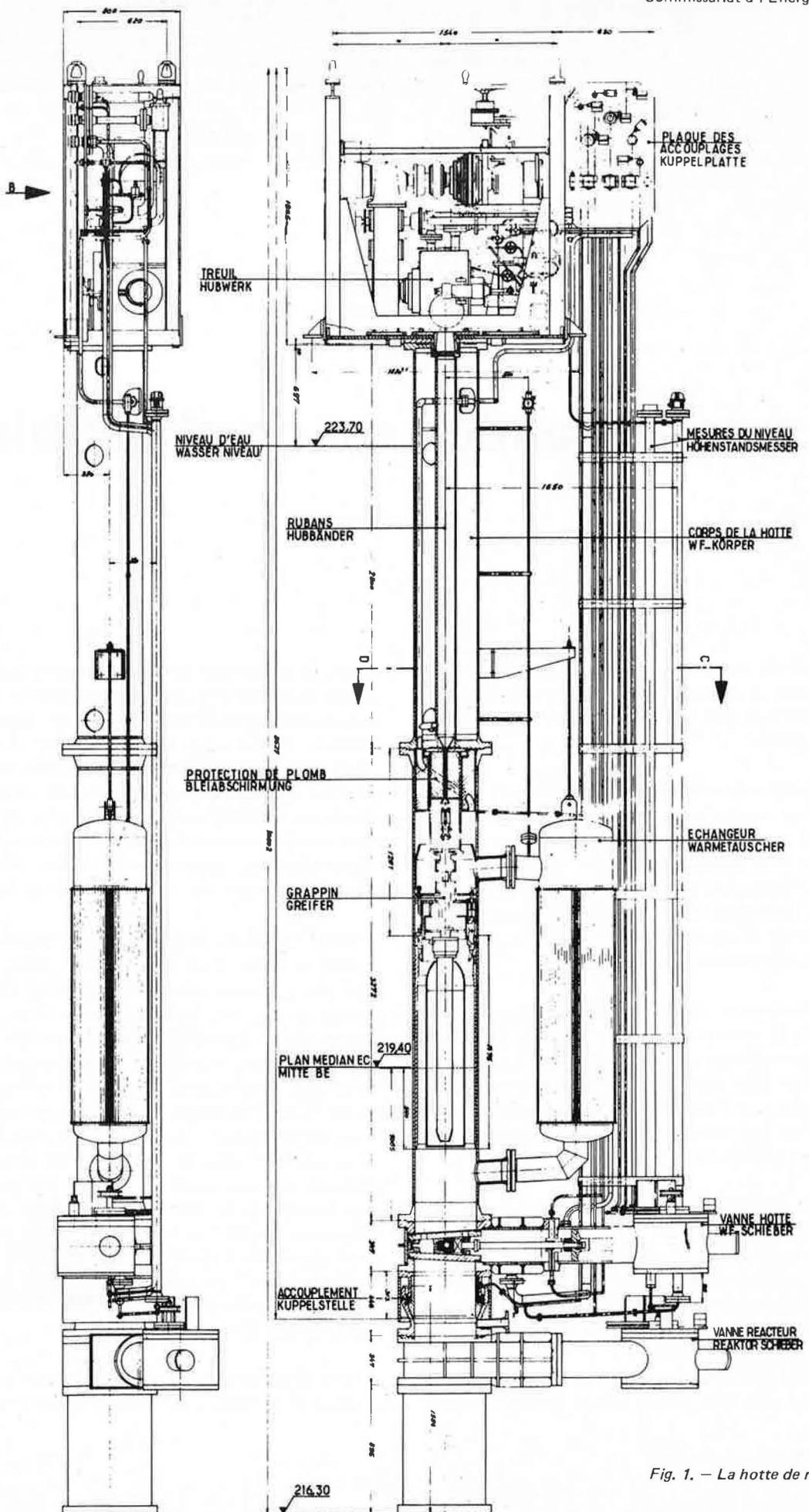


Fig. 1. — La hotte de manutention

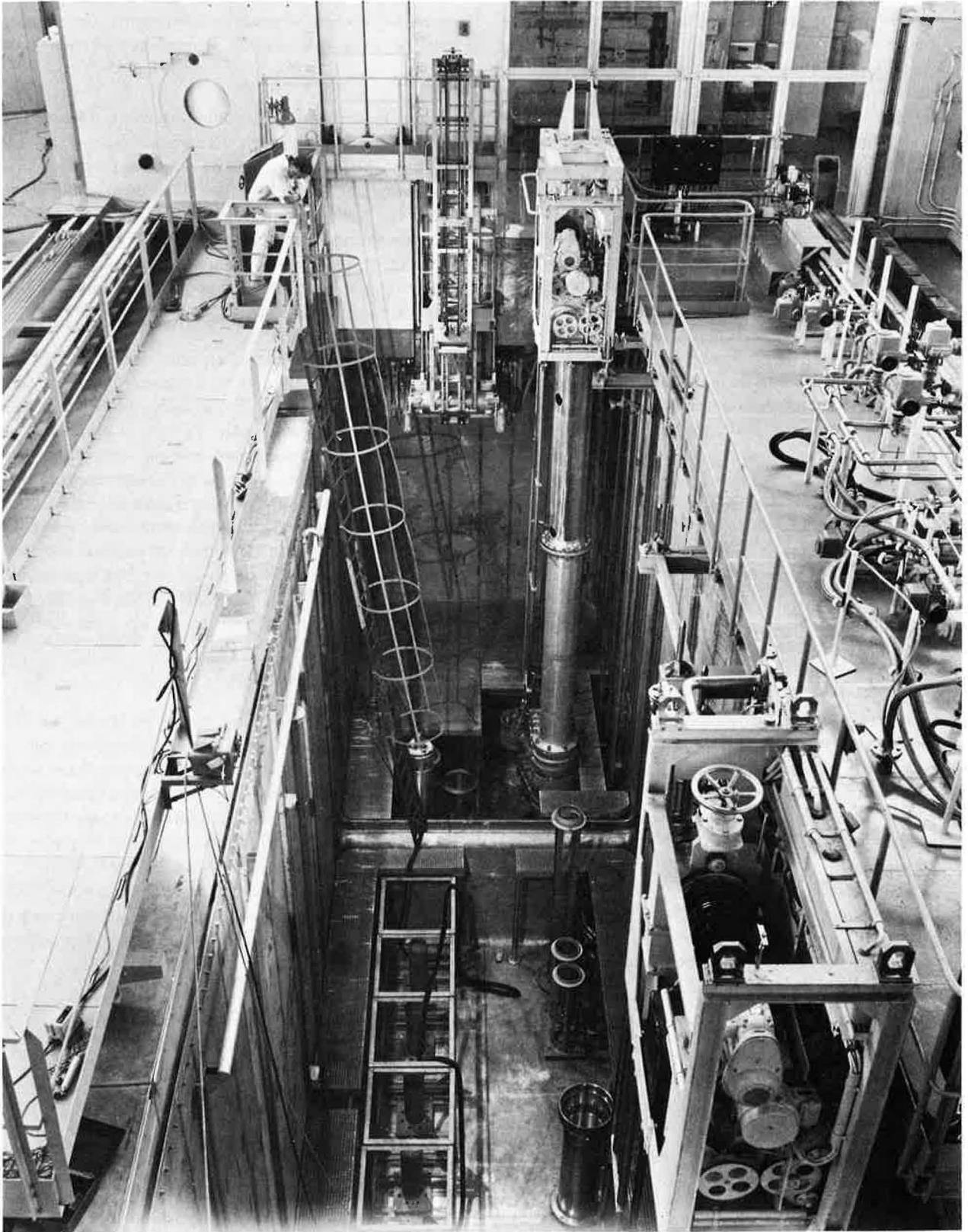


Fig. 2. - Le canal de stockage.

vannes, de vider le sas de son eau lourde, de sécher pour récupérer le maximum d'eau lourde, de dégonfler le joint gonflable. La hotte remplie d'eau lourde est reprise par son portique pour être mise, après transport sous eau légère, sur un plot de refroidissement situé dans le canal. Le bouchon de sécurité est bien entendu remis sur le bloc pile. La hotte reste pendant 40 jours sur le plot de refroidissement où l'élément est refroidi en convection naturelle par l'intermédiaire de l'eau lourde et de l'échangeur de la hotte qui cède sa chaleur à l'eau du canal, lui-même refroidi par un échangeur alimenté par l'eau du Drac. (Figure 2).

Pendant cette période, l'eau lourde peut être épurée, l'azote du gaz de couverture contrôlé et toutes précautions prises pour surveiller un élément qui aurait par exemple eu une rupture de gaine.

Au bout de 40 jours, il est possible de procéder à l'échange de l'eau lourde de la hotte par de l'eau légère déminéralisée, sans détériorer thermiquement l'élément combustible pendant le court instant du transfert où il est mal refroidi.

Une fois la hotte remplie d'eau ordinaire, on ouvre la vanne de fermeture de la hotte et l'on descend l'élément combustible sur le plot de repos de la hotte. La hotte est déplacée pour être mise en état de décharger un nouvel élément et l'élément sur le plot est transporté sous eau à l'aide d'une perche dans un panier de stockage du canal où il achèvera son refroidissement pendant 8 mois, avant envoi à l'usine de retraitement.

Le mouvement des hottes dans le canal de transfert où sont stockés les éléments en cours de refroidissement est commandé à partir d'un pupitre situé sur le portique de manutention. Des verrouillages électriques, un programme et des dispositifs appropriés sont prévus pour éviter tout risque de criticité entre deux ou plusieurs éléments.

Les fluides de commande des divers appareils constituant l'installation de manutention, ainsi que le processus lui-même, sont commandés et contrôlés à partir d'un

pupitre principal situé à proximité du canal de transfert.

Pour la préparation et l'entretien des hottes, l'exploitant dispose d'un emplacement particulier qui permet toutes les interventions sur les composants. Cet emplacement est situé au niveau du plancher exploitation, c'est-à-dire à l'étage 224,20.

Pour la vérification du fonctionnement, il existe dans le troisième compartiment du canal un puits d'essai qui est semblable à la cheminée du réacteur. Il est fermé par une vanne du même type que celle du réacteur, cette vanne étant elle-même surmontée de la partie femelle de l'accouplement. Avant chaque utilisation sur le réacteur, la hotte doit être essayée sur ce puits. Deux hublots permettent en outre d'observer le fonctionnement du grappin.

Une hotte se compose d'un tube vertical de 424 mm de diamètre intérieur destiné à recevoir l'élément combustible, d'un échangeur, d'une vanne et d'un accouplement. Elle dispose en outre d'un treuil entraînant un grappin dont le déplacement vertical, l'ouverture et la fermeture sont commandés par le mouvement rotatif de deux rubans en acier spécial. Le grappin est en outre muni d'un tube absorbant contenant du carbure de bore, qui pénètre au centre de l'élément combustible pour pallier tout risque de criticité. En effet, on a vérifié que pendant le chargement du coeur, grâce à ce tube, le coefficient multiplicateur du coeur, K_{eff} , est suffisamment faible. Il ne dépasse pas 0,775 en comptant seulement 4 barres de sécurité en position basse.

Enfin nous avons envisagé toutes les fausses manoeuvres pouvant entraîner pendant le stockage des mouvements d'eau lourde et d'eau ordinaire. Nous avons combiné les permutations de la façon la plus défavorable : eau lourde dans le trou central et eau ordinaire entre les plaques et autour du combustible, sans tenir compte des structures de la hotte. On obtient un K_{eff} inférieur à 0,93. A partir de cette configuration, toute modification conduit à une situation réelle qui diminue la réactivité ; c'est notamment le cas si l'on vidange l'eau lourde du trou central.

Le Contrôle-Commande

Par M. DEBRU*

On ne cherchera pas, ici, à faire une description complète des installations de contrôle du RHF. On s'efforcera plutôt de faire ressortir les problèmes particuliers qui ont présidé à la définition du contrôle et les principes adoptés. On ne fait que citer un certain nombre d'installations désormais classiques sur les réacteurs (DRG, mesures thermodynamiques, radioprotection, etc.) et on limite la description du matériel à quelques figures. La description détaillée en est donnée dans la référence [1].

La définition du contrôle du RHF a été dominée par les caractéristiques thermodynamiques poussées de ce réacteur, par les exigences de qualité du flux neutronique et de continuité de fonctionnement. L'effort du constructeur a donc consisté à satisfaire ces exigences dans les meilleures conditions de sécurité et de facilité d'exploitation.

I. CONTROLE DU PHENOMENE THERMODYNAMIQUE

Les principaux paramètres thermodynamiques du RHF sont rappelés dans l'article sur les aspects neutroniques et thermiques (troisième article dans ce numéro). Le plus important du point de vue du contrôle est la marge qui existe entre le phénomène dangereux, la redistribution de débit, et la puissance de fonctionnement. Une marge de 1,6 est prévue en régime nominal. Cependant, le contrôle a été étudié pour permettre un fonctionnement avec une marge de 1,25 seulement.

On a vu dans l'article déjà cité ci-dessus que le phénomène dangereux pouvait être assimilé au début de l'ébullition locale. Il aurait été logique de faire reposer la sécurité sur la surveillance de la température à la sortie du cœur. Malheureusement, cette mesure constitue la principale difficulté de contrôle du RHF du point de vue thermodynamique : les détecteurs ne peuvent être implantés qu'à la sortie du bloc pile, ce qui a deux conséquences : le temps de réponse de la mesure est grevé du temps de transit de l'eau dans le réflecteur et il est impossible d'individualiser les différents canaux de refroidissement. Seule une température moyenne peut être obtenue.

Ceci joue aussi sur le pilotage (recalage thermique de la mesure de flux). L'évaluation de la marge thermique a donc conduit à définir une puissance limite P_L tenant compte de toutes les incertitudes technologiques pouvant créer un canal chaud.

On compare V_R , puissance obtenue par la mesure du flux neutronique recalée par la puissance thermique, à P_L . Deux seuils A et C sont associés à cette comparaison :

$$\frac{V_R}{P_L} > A \text{ entraîne la baisse de puissance contrôlée}$$

$$\frac{V_R}{P_L} > C \text{ entraîne la chute des barres de sécurité;}$$

P_L a été défini à partir des conditions de refroidisse-

*Institut Von Laue-Langevin - Grenoble.

ment par la formule suivante :

$$P_L = a Q (102 \pi^{0,25} - T_E)$$

où π est la pression aval du cœur en bars et a un coefficient inférieur à l'unité tenant compte des incertitudes technologiques.

Ceci permet de s'affranchir de la mesure de la température de sortie du canal chaud.

II. CONTROLE DU FLUX NEUTRONIQUE

A. Bilan de réactivité et compensation :

Le bilan de réactivité est rappelé dans l'article ci-dessus déjà cité.

Pour contrôler cette réactivité, on utilise essentiellement une barre de contrôle qui se déplace sur l'axe de l'élément combustible et qui "pèse" environ 15 000 pcm. La réactivité restante est contrôlée par du poison consommable (bore 10).

Pour assurer une marge suffisante d'antiréactivité à l'arrêt, les cinq barres de sécurité dans le réflecteur ont un effet global d'environ 36 000 pcm.

B. Flux – Régulation et mesure :

Le flux neutronique dans le réflecteur est le paramètre à réguler. On a cherché à obtenir en régime nominal un flux non perturbé de neutrons thermiques de

$1,5 \cdot 10^{15}$ n/cm²s au nez des canaux. Ce flux doit être maintenu stable à 1% près à court terme et à 10% près à long terme. L'exigence d'une bonne sensibilité avec un temps de réponse rapide conduit à piloter à l'aide de chambres d'ionisation. On recule en permanence les mesures par la puissance thermique pour obtenir la stabilité à long terme. Ceci revient, en fait, à piloter à puissance thermique constante [2]. On a montré, dans l'avant-projet, que cela permettait de satisfaire la précision demandée sans avoir à tenir compte de l'évolution du rapport du flux mesuré dans la piscine sur le flux réel dans le réflecteur. En pratique, on dispose de deux chaînes de pilotage identiques, l'une en secours de l'autre. Ces chaînes sont réalisées en standard Multibloc. Les chambres d'ionisation compensées sont des CC51 (Figure 1). La sécurité est assurée par trois chaînes indépendantes de même technologie (Figure 2). La distribution du flux neutronique dans la piscine permet de comprendre le principe du système de démarrage. Le flux neutronique décroît, en effet, suivant une loi à peu près exponentielle et sur plus de dix décades, depuis la paroi du bidon réflecteur jusqu'à une distance de 1,5 m environ de cette paroi. Par conséquent, si on monte en puissance à taux de comptage constant sur des détecteurs s'éloignant à vitesse constante du bidon réflecteur, on obtiendra une période à peu près constante sur autant de décades. La vitesse de déplacement des détecteurs est réglée pour obtenir une période de 20 s environ. Cette propriété a permis de concevoir un système de démarrage à détecteurs mobiles dont on a démontré qu'il était le plus intéressant pour le RHF par le compromis de simplicité, de précision et de sûreté qu'il offrait [3]. Il comprend trois chaînes indépendantes (CFU7 + électronique Multibloc) (Figure 3). Des cames placées sur le mécanisme permettent de définir les positions limites pour les régimes refroidissement à l'arrêt et basse puissance. Le niveau du flux neutronique au démarrage nécessite une source de neutrons antimoine-béryllium de 300 Ci environ ($\sim 3 \cdot 10^8$ n/s).

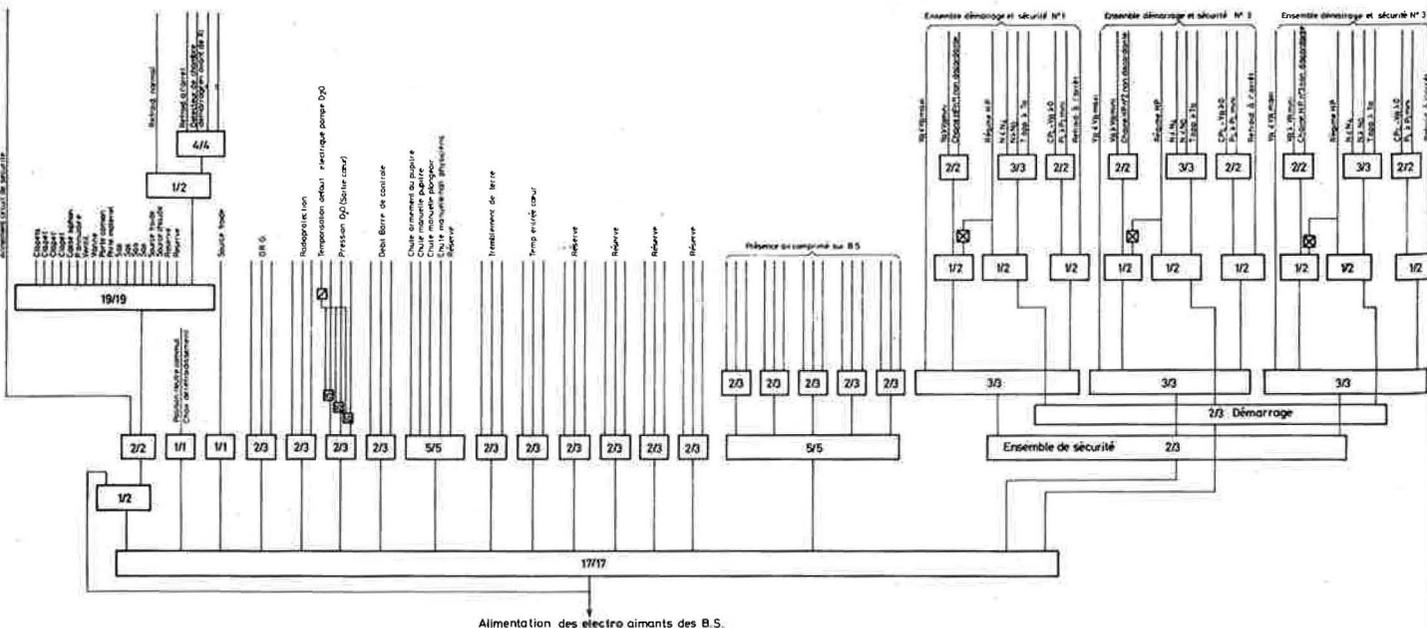


Fig. 1. — Schéma de principe des circuits de sécurité

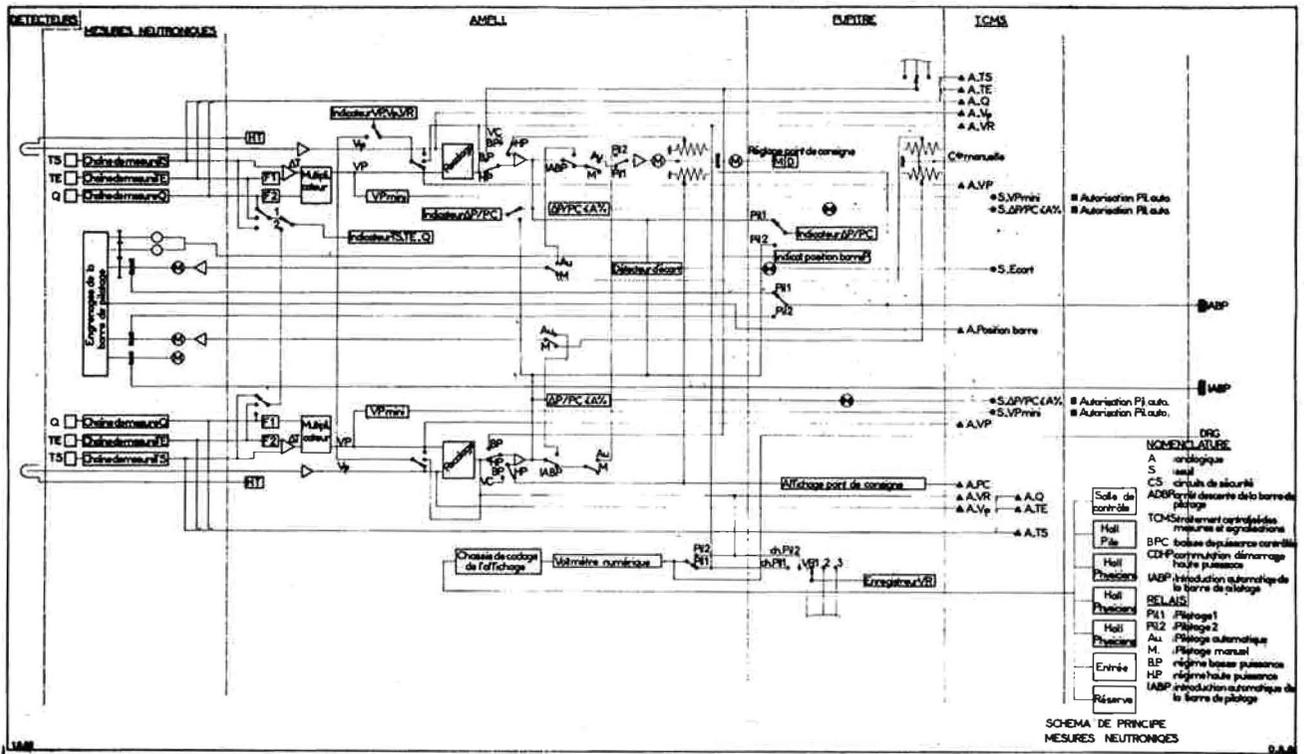


Fig. 2. — Schéma de principe - Mesures neutroniques

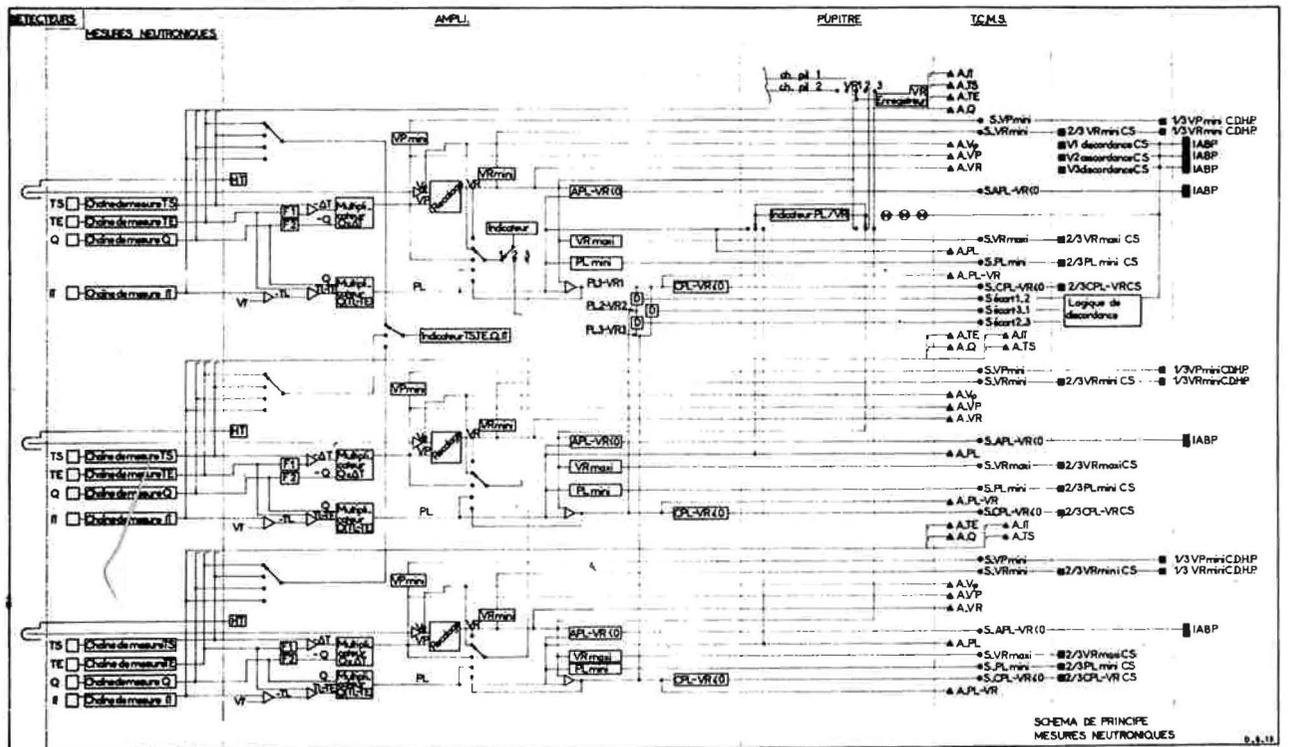


Fig. 3. — Schéma de principe - Mesures neutroniques

C. Effet Xénon et continuité de fonctionnement :

Le flux thermique moyen cœur très important, $2,6 \cdot 10^{14}$ n/cm² s, pose le problème de l'effet Xénon. Le temps dont on dispose pour redémarrer après une baisse de puissance dépend du taux de combustion et du niveau de puissance atteint [4]. Il diminue, en particulier, très vite avec le niveau atteint (14 mn en fin de cycle si on descend en dessous de 0,1 Pn). On s'est donc efforcé de permettre le redémarrage le plus rapide possible et surtout de réduire au minimum les chutes de barres intempestives.

La vitesse de remontée des barres de sécurité a été choisie la plus grande possible, compte tenu des impératifs de sécurité. Les deux premières barres de sécurité peuvent être montées simultanément. Il est ainsi possible, théoriquement, de remonter les cinq barres de sécurité en moins de 10 mn, ce qui correspond à une introduction de 60 pcm/s en moyenne. Ceci se passe en régime sous-critique. Le retrait de la barre centrale correspond à une introduction de 50 pcm/s en moyenne.

Le meilleur moyen d'échapper aux inconvénients de l'effet Xénon reste évidemment d'éviter les chutes de barres. Il s'agit là d'un problème qui touche aussi bien l'organisation générale du système de sécurité que les détails de réalisation. On ne s'attardera pas sur les solutions classiques comme le principe du 2/3 ou l'alimentation secourue totale pour tous les circuits du système de sécurité, bien que, pour le RHF, le souci ait été poussé jusqu'à prévoir trois alimentations pour les chaînes du 2/3. On soulignera, plutôt, les points originaux du RHF sur ce problème, en particulier la suppression de cas de chutes de barres classiques.

La liste des sécurités retenues est donnée par le schéma logique des circuits de sécurité (Figure 4). On peut remarquer qu'on a, parfois, remplacé plusieurs seuils sur des paramètres primaires par un seuil unique. Par exemple, pas de sécurités sur le débit primaire, sur la pression de fonctionnement ou les températures d'entrée et de sortie du cœur pour se protéger contre la redistribution de débit. On utilise la puissance limite P_L , comme on l'a vu plus haut. En cas d'incident sur les conditions de refroidissement, on commence d'ailleurs par une baisse de puissance contrôlée, seuil A. On a montré que cette parade était suffisante en cas de panne de secteur momentanée, compte tenu des caractéristiques des pompes primaires et du pilotage [5]. On ne chute les barres qu'après franchissement du seuil C qui peut être choisi de façon plus exacte que n'auraient pu l'être les seuils sur chaque paramètre, puisqu'ils auraient du tenir compte de la possibilité du franchissement simultané de tous les seuils. On a montré, par ailleurs, que ce système présentait une fiabilité comparable à celle des systèmes classiques moyennant certaines précautions. Les sécurités existants sur π et T_E sont liées à des

accidents éventuels sur les circuits ou bloc-pile et non à la protection thermodynamique du cœur en fonctionnement normal. Dans le même esprit sur les mesures neutroniques, il n'a pas été prévu de sécurités période positive et négative pour le régime haute puissance, car ces sécurités ne paraissaient pas utiles, compte tenu des caractéristiques cinétiques du réacteur.

D. Caractéristiques cinétiques du RHF :

Le comportement transitoire du RHF a été étudié de façon théorique au cours de l'avant-projet [6]. Il est

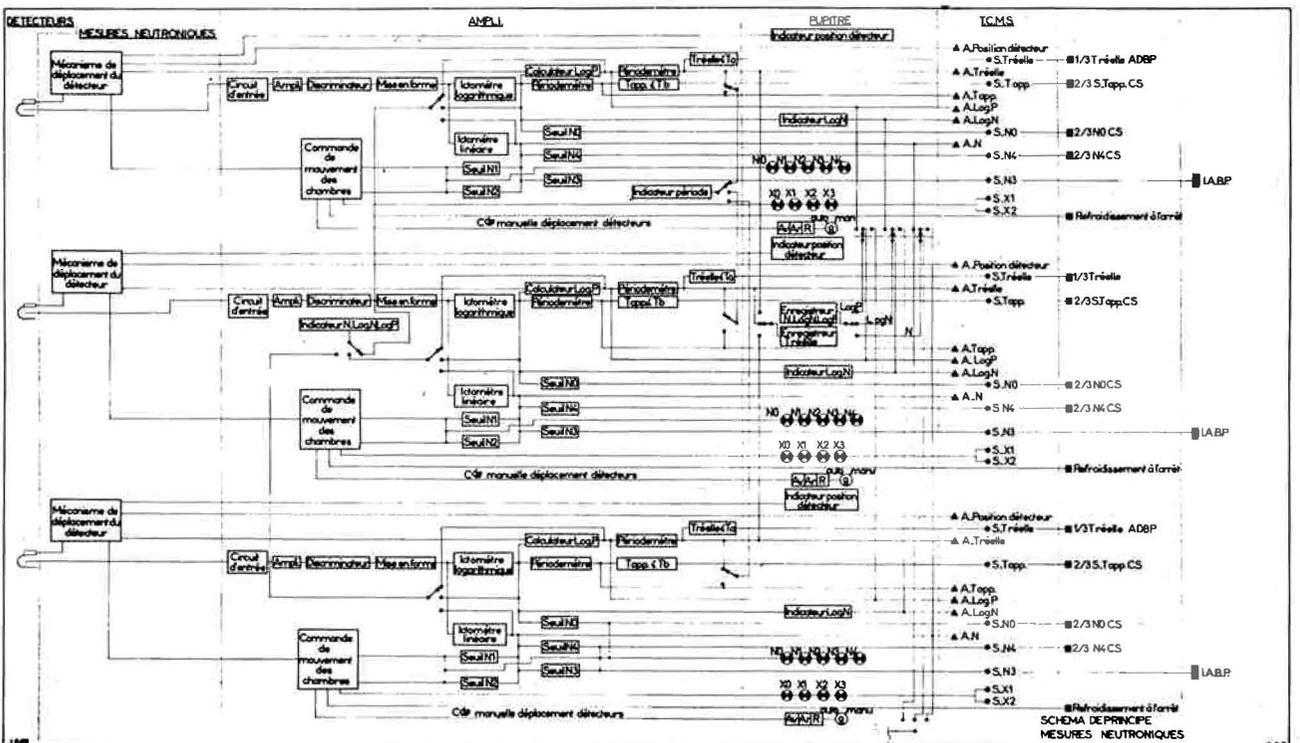


Fig. 4 - Schéma de principe - Mesures neutroniques

gouverné essentiellement par le long temps de vie des neutrons prompts (885 μ s), caractéristique des réacteurs à eau lourde, et le faible coefficient de vide du cœur.

On doit donc attendre un comportement intrinsèque médiocre vis-à-vis des incidents de réactivité. La sécurité du RHF repose sur l'efficacité du système de sécurité. Par contre, le long temps de vie des neutrons prompts rend les transitoires relativement lents. Ceci a permis de placer les barres de sécurité hors flux tout en conservant au départ une accélération raisonnable de 4 g. De plus, comme on l'a vu, on a pu supprimer les sécurités "période" en régime haute puissance.

III. REGIMES DE FONCTIONNEMENT

A. Régime haute puissance :

Ce régime correspond, avant tout, à la puissance nominale, avec les conditions de pilotage sur le flux neutronique et la puissance thermique vues précédemment. Le point de consigne pourra être réglé entre 0,1 P_n et P_n. Les conditions de refroidissement devant être nominales, en règle générale. Toutefois, il sera possible de fonctionner avec une seule pompe primaire. Les sécurités particulières à ce régime sont :

$$CP_L - V_R < 0, V_R \text{ max}, P_L \text{ min.}$$

B. Régime très basse puissance :

Ce régime couvre la gamme 10⁻³ P_n à 10⁻⁵ P_n. Le système de pilotage permet le contrôle à flux constant pour ce régime. Le refroidissement est assuré par le système de refroidissement à l'arrêt.

C. Changement de régime :

1. Démarrage du réacteur :

Les conditions de refroidissement sont celles du régime que l'on veut atteindre. Si on veut atteindre le régime basse puissance, le réacteur est amené à divergence, puis piloté en utilisant les chaînes de démarrage. Les sécurités sont : niveau maximal du flux et limitation du recul des chambres mobiles, période.

Pour atteindre le régime haute puissance, la montée a lieu en deux temps. Dans le premier temps, le système de démarrage assure la conduite du réacteur. Vers 0,2 P_n, le système haute puissance prend le relais et le réacteur est amené à la puissance nominale par déplacement du point de consigne. Le recouvrement des deux systèmes, du point de vue de la sécurité est assuré.

2. Baisse de puissance contrôlée :

On a vu la nécessité de ce régime pour la continuité de fonctionnement du réacteur. Le système haute puis-

sance est donc conçu pour que $\frac{P_L}{V_R}$ soit maintenu supé-

rieur à 1,25 pendant le régime transitoire. A la fin de celui-ci, la puissance est maintenue constante. Le retour à la puissance nominale, lorsque les conditions normales sont rétablies, doit s'effectuer en manuel.

3. Arrêt d'urgence :

L'arrêt d'urgence est réalisé par la chute des barres de sécurité commandée par le système de sécurité ou manuellement.

IV. PRINCIPES D'EXPLOITATION ET D'ORGANISATION GENERALE DU CONTROLE

A. Implantation :

Le contrôle du RHF est centralisé. Tout ce qui est nécessaire au contrôle d'un ensemble est regroupé avec celui des autres ensembles dans des salles spécialisées (salle de contrôle, salle de relayage, etc.). Cependant, la décentralisation n'est pas exclue sous certaines conditions. Par exemple, pour la Radioprotection, toutes les voies qui n'ont pas d'action d'automatisme ou de sécurité sont décentralisées.

Tout équipement est, en principe, centralisé. Toutefois, peuvent être décentralisés les équipements relatifs à des auxiliaires de petite puissance (jusqu'à environ 10 CV) d'un même ensemble, s'ils sont en quantité suffisante.

Une commande peut être à la fois centralisée et décentralisée. Le transfert de l'une à l'autre s'effectue par déplacement d'une clef de déverrouillage. Sur les ensembles principaux (circuits par exemple), les commandes centralisées consistent en des séquences d'automatismes complètes prenant en compte tous les cas de fonctionnement.

Les mesures destinées à la conduite du réacteur ou au réglage d'un paramètre sont associées aux commandes correspondantes de façon qu'un seul opérateur soit nécessaire. Les signalisations peuvent être implantées, soit dans la salle de contrôle, soit sur des panneaux locaux. Toutes celles qui sont indispensables à la conduite du réacteur sont implantées en salle de contrôle.

B. Présentation des informations en salle de contrôle :

Les informations parvenant en salle de contrôle sont hiérarchisées :

- en informations indispensables à la conduite du réacteur,
- en informations secondaires qu'il n'est pas nécessaire

de connaître, ni immédiatement, ni de façon permanente.

Les premières sont présentées de façon classique, Une partie des autres sera confiée à une machine de traitement centralisé. Naturellement, les données présentées sous forme classique peuvent être également introduites dans le calculateur.

Rôle du T.C.M.S. (Traitement Centralisé des Mesures et Signaux :

Il remplit les fonctions suivantes :

- Présentation en clair des grandeurs analogiques,
- Présentation en clair des variations des états logiques,
- reconstitution des incidents,
- certains calculs : calculs classiques comme la mise à l'échelle, la linéarisation, l'élaboration des seuils et des discordances ; calculs apportant des facilités d'exploitation comme par exemple des calculs statistiques (doses intégrées en radioprotection).

V. ALIMENTATION ELECTRIQUE

Les sources d'alimentation de puissance peuvent être classées de la façon suivante :

- *Alimentation normale :*

L'alimentation normale est celle provenant directement du réseau EDF. Elle est donc soumise aux variations de tension ou de fréquence et aux coupures occasionnelles propres à ce réseau.

- *Alimentation de sécurité :*

C'est une alimentation rigoureusement sans coupure provenant d'un générateur indépendant, interne au réacteur (batteries). C'est le cas pour l'alimentation 48 V 220 V contrôle, 220 V calculateur et 380 V des pompes de refroidissement à l'arrêt.

- *Alimentation de secours :*

Alimentation provenant du secteur EDF mais reprise en secours Diesel en cas de défaillance de celui-ci.

Le principe de la distribution avec les puissances installées est donné dans les figures 5 et 6.

REFERENCES BIBLIOGRAPHIQUES

- [1] Rapport de Sécurité du Réacteur à Haut Flux, Chap. 12.
- [2] Avant-projet RHF, Chapitre 12.
- [3] Proj. 471/FUC/FP - Etude des systèmes de démarrage possibles pour le RHF.
- [4] Proj. 297-67/CAu/FP - Effet Xénon et possibilités neutroniques des régimes transitoires contrôlés.
- [5] Réacteur à Haut Flux - Etude du système de pilotage sur calculateur analogique.
- [6] Avant-projet, Chapitre 13.

Les travaux de génie civil et le confinement du bâtiment réacteur

Par R. LEVET*

I. LE SITE

A. Implantation géographique

L'Institut Max Van Laue-Paul Langevin est implanté au confluent de l'Isère et du Drac, à une altitude moyenne de 207 m NGF sur un terrain de 20 hectares.

B. La population

La population de l'agglomération de Grenoble-ville, était d'environ 300 000 habitants avec une densité de 10 000 à 20 000 h/km².

C. Météorologie

Les conditions météorologiques de la région sont tributaires d'un régime général, participant à la fois de l'influence méditerranéenne et de l'influence atlantique ; d'un régime local, dû à la convergence de trois vallées entourées de massifs montagneux élevés (le massif de Belledune atteint 3 000 m).

Le régime des vents laisse apparaître une prédominance des vents de NO (Cluse de Voreppe) et des vents de SE (vallée du Drac), avec une inversion diurne-nocturne.

D. Structure du sol

Nous sommes en présence de deux massifs calcaires (Vercors et Chartreuse) et d'un massif cristallin (Belledune) enserrant une plaine alluviale sensiblement plane. Cette plaine alluviale, formée par des dépôts apportés par l'Isère et le Drac, est influencée par la divagation du Drac au cours du temps, en particulier au confluent Isère-Drac, ce qui explique la grande hétérogénéité de géométrie des différentes couches rencontrées. Cependant trois couches principales peuvent être mises en évidence :

- en surface, des limons sablo-argileux ;
- sous les limons, une couche d'alluvions grossières comportant des sables et des graviers et parfois des lentilles d'argile.
- sous la couche d'alluvions grossières d'épaisseur très variable, selon le lieu, on trouve des alluvions fines, constituées de limons argileux d'origine fluvio-lacustre. L'épaisseur de cette couche n'a jamais pu être déterminée puisque des sondages descendus en 1942 jusqu'à 400 m n'ont pas trouvé le lit rocheux support.

Le tassement prévu de ce type de sol sous le poids du réacteur était de l'ordre de 0,25 m, ce qui a nécessité un préchargement du sol par un remblai. Ce remblai

*Division de Construction des Réacteurs CEN de Saclay.

devant par la suite servir à mettre les bâtiments à l'abri des crues du Drac et de l'Isère.

E. Hydrologie - Nappe phréatique

1. La nappe phréatique, qui coule du Drac vers l'Isère, n'a pas été, après études approfondies, jugée capable de fournir l'eau de refroidissement du réacteur. Dès lors, la construction d'un seuil d'enrochement sur le Drac a été rendue nécessaire pour permettre à un ouvrage de prise d'eau de satisfaire en toutes saisons les besoins du R.H.F. et des installations annexes, ainsi que pour assurer les besoins complémentaires des installations contiguës du C.N.R.S. et du C.E.N. de Grenoble.

2. Les crues de l'Isère et du Drac : les crues millénaires pour l'une et l'autre rivière peuvent atteindre 3 000 m³/s. Pour les crues centenaires, les évaluations varient entre 1 800 et 2 500 m³/s. Le Drac est canalisé et, si les digues ne sont pas endommagées, la ville est à l'abri de la crue millénaire avec une protection complémentaire, apportée par la régularisation des débits par les barrages hydrauliques amonts.

Pour l'Isère, la situation est moins nette ; aussi a-t-il fallu protéger les installations contre les crues par l'interposition d'un remblai de l'ordre de 3 m de hauteur et construire le sous-œuvre des bâtiments de façon étanche parce qu'il se trouve de plus dans la nappe phréatique qui coule à 205 NGF.

F. Séismologie

La région de GRENOBLE est une région sismique qui relève de la sismicité générale des Alpes et se rattache plus précisément à l'arc des séismes préalpins.

On a retenu comme degré de protection celui correspondant à un séisme de force 8 de l'échelle MERCALLI modifiée (maximum enregistré ≈ 7,5 à l'épicentre à Corençon en 1964). Il convient de noter que la couche d'alluvions définie ci-dessus, si elle amortit les fréquences des ondes sismiques, a tendance à augmenter les amplitudes.

Les règles appliquées à la construction des bâtiments sont les para-séismiques 67 pour l'intensité 8 avec les corrections ci-après :

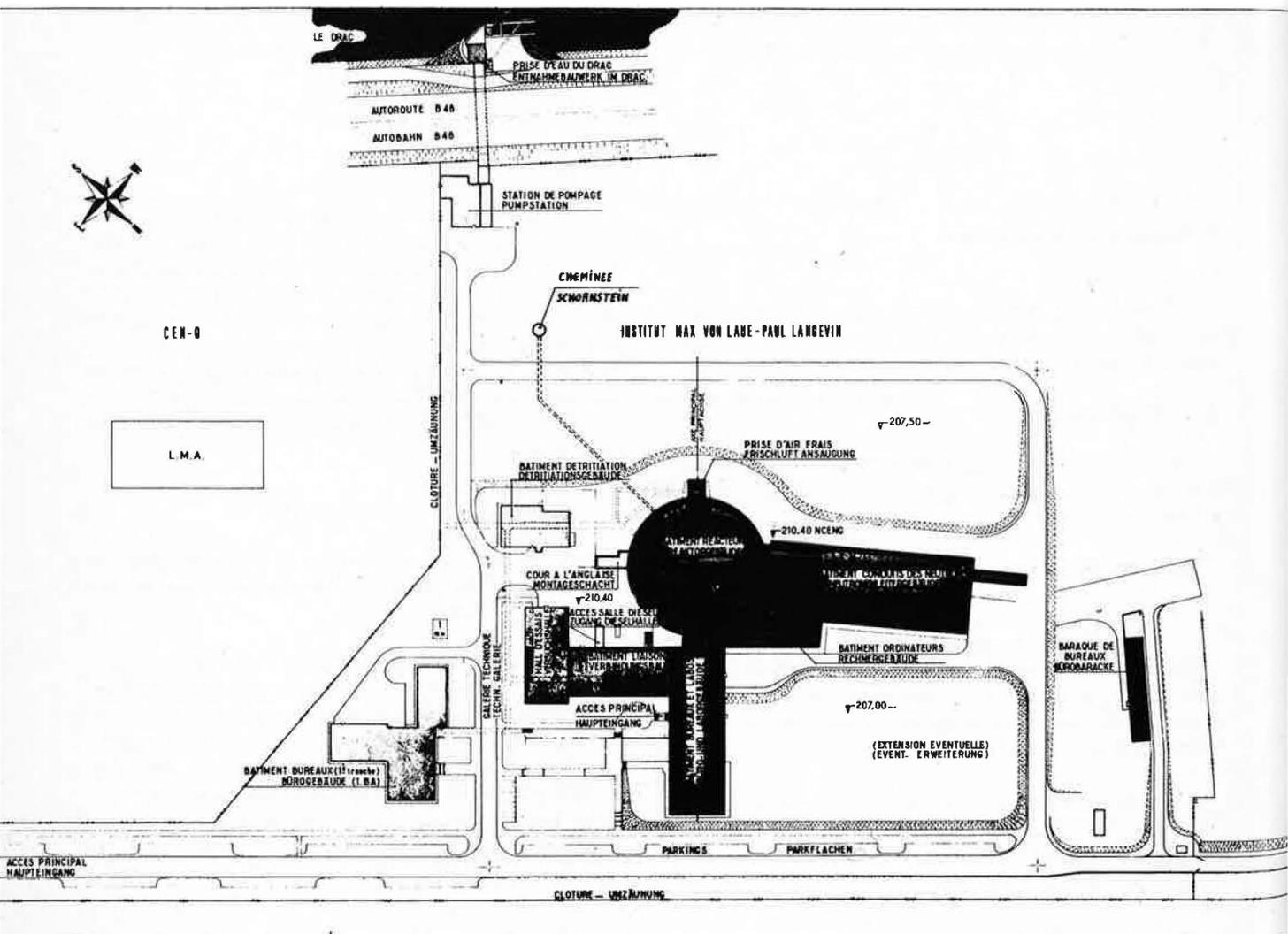


Fig. 1. Plan de masse

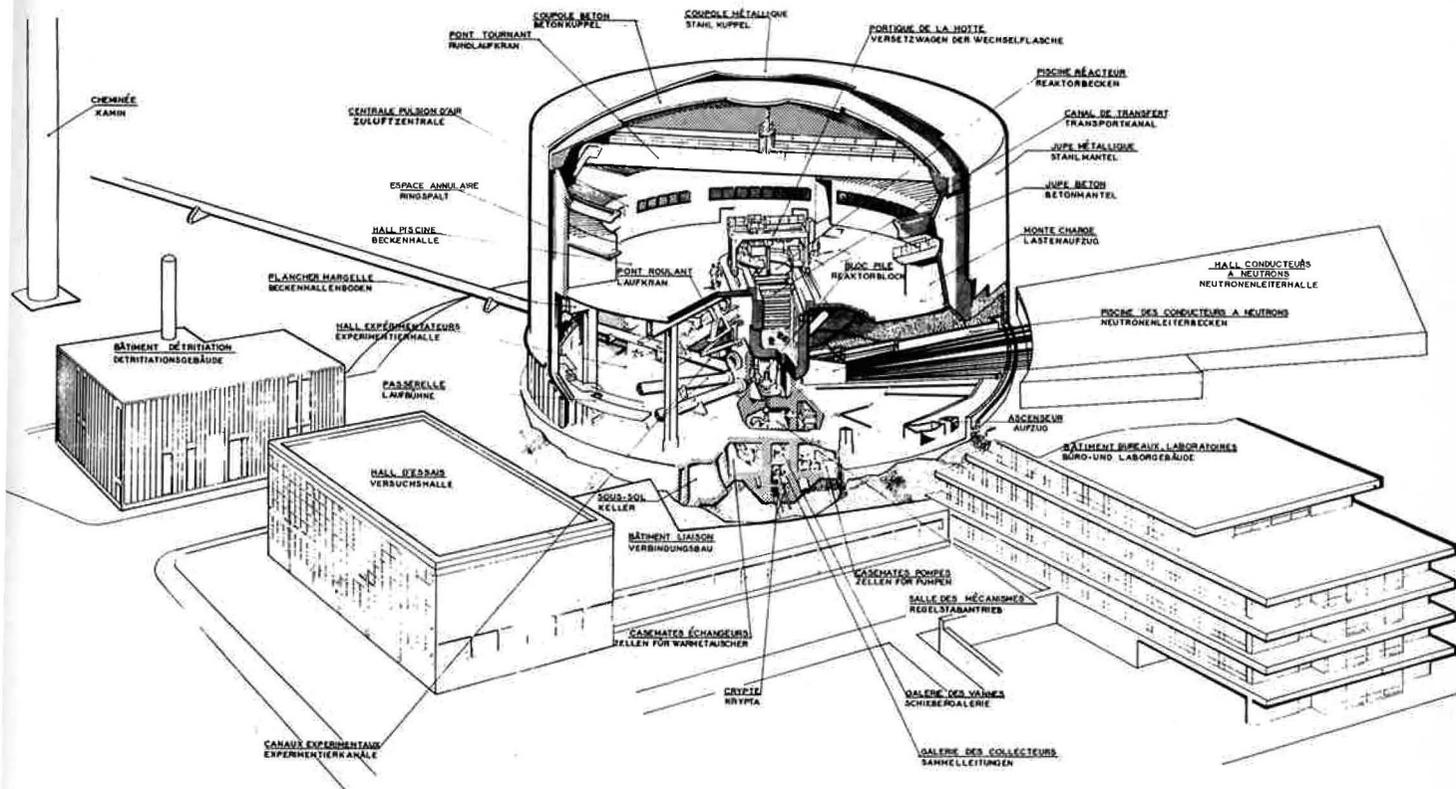


Fig. 2 - Perspective d'ensemble

1) Prise en compte des déformations du sol :

Le radier a été calculé en tenant compte de l'éventualité d'une dilatation ou d'une compression du sol, s'ajoutant aux effets des variations linéaires dues aux effets de la température, du retrait, du fluage et des forces de précontrainte, égale à $2,2 \cdot 10^{-4}$.

2) Coefficients séismiques à considérer :

- a) Cœur du réacteur et éléments directement liés : la protection choisie est du type intrinsèque. Pour tenir compte des caractéristiques propres de la construction, les accélérations ont été prises "forfaitairement" pour 0,30 dans le sens horizontal et 0,20 dans le sens vertical, pour tous les éléments.

En ce qui concerne les sollicitations dans les directions horizontales, on a considéré ces directions indépendamment, en s'abstenant de composer leurs effets suivant deux directions rectangulaires.

- b) Les éléments non solidaires du cœur du réacteur : protection du type nominal. Ils ont été considérés comme des ouvrages d'amortissement faible et les accélérations prises pour 0,20 dans les deux sens

Ces précautions ont été aussi appliquées aux ponts roulants et à leur charge.

II. CONFINEMENT ET GENIE CIVIL

A. Conception du bâtiment pile et des enceintes étanches.

Le bâtiment du réacteur à Haut Flux est conçu pour assurer trois fonctions principales :

- abriter le réacteur et ses installations ;
- réaliser un confinement par rapport à l'extérieur ;
- permettre un confinement interne par niveau et type d'utilisation.

Pour satisfaire à ces conditions :

- a) L'enceinte intérieure en béton est calculée pour supporter une surpression intérieure, supérieure à celle qui serait produite par l'accident maximal (120mbar) .
- b) Le taux de fuites vers l'extérieur est très réduit, par suite du choix d'un système de double enceinte concentrique entre laquelle est maintenu une pression d'air neuf, supérieure à la surpression intérieure occasionnée par l'accident.
- c) Le confinement est assuré automatiquement en cas d'accident par la fermeture rapide de clapets isolant le système de ventilation. Le rejet par la cheminée

après passage sur filtres et pièges à iode pouvant être modulé en fonction de la radioactivité de l'air confiné.

- d) Intérieurement, les locaux à risque tritium sont confinés par un échelonnement de pression qui permet de protéger la zone réservée aux expériences de toutes contaminations radioactives susceptibles de provenir des zones d'exploitation. Dans les zones d'exploitation, les zones de circulation sont en surpression par rapport aux zones de travail.

B. Réalisation du confinement

1) Le confinement global du bâtiment réacteur

Le confinement global du bâtiment est réalisé par une double enceinte, de forme cylindrique, avec toit hémisphérique. L'enceinte intérieure est entièrement en béton armé, tandis que l'enceinte extérieure, en béton armé dans sa partie enterrée, est constituée par une jupe et une coupole en acier à partir du niveau 210,50.

Entre les deux enceintes, le système de ventilation maintient en permanence une surpression supérieure à la pression d'accident, ce qui canalise les fuites de l'enceinte béton vers l'intérieur du bâtiment. Cette pression est de 150 mbar.

En fonctionnement normal, les entrées d'air sont équilibrées par un rejet à la cheminée après contrôle de la radioactivité.

En cas d'accident, tout rejet étant stoppé, la pression intérieure monte jusqu'à son équilibre avec la pression annulaire sous l'effet simultané de l'accident et des entrées d'air propre de l'espace inter-enceinte. Vers l'équilibre, le temps de montée en pression est long, ce qui permet d'être maître du moment où les rejets peuvent être effectués.

2) Etanchéité vis-à-vis de la nappe phréatique

La crypte et la partie basse du sous-sol baignent dans la nappe phréatique. L'étanchéité de cette partie de bâtiment est assurée par l'épaisseur propre du radier complétée par une feuille de polychlorure de vinyle.

3) Confinement interne du bâtiment réacteur.

Tout d'abord, l'étanchéité a été réalisée entre chacun des trois niveaux par l'obturation de toutes les trémies, traversées, etc. et par l'aménagement de sas aux communications pour le personnel, ou les matériels.

Ces dispositions permettent d'avoir une ventilation indépendante pour chacun des trois niveaux et d'orienter le sens des fuites en réglant les niveaux de pression à des valeurs différentes. Ainsi, en service normal, le hall "Expérimentateurs" est à la pression atmosphérique, alors que le hall piscine et le sous-sol sont à des pressions légèrement inférieures. Il reste néanmoins possible, en cas d'accident donnant lieu à contamination dans le hall Expérimentateurs, d'inverser rapidement les niveaux de

pression et de mettre ce hall en dépression par rapport au hall piscine et à la zone inactive du sous-sol. De même, le sous-sol et le hall piscine sont divisés en zones de pressions différentes de façon que les fuites se produisent toujours des zones les moins actives vers les zones les plus actives (zone arrière cellule et cellule chaude pour le hall pile, de même que locaux du bloc arrière contenant les circuits d'eau lourde - couloirs actifs, casemates, crypte pour les locaux du sous-sol).

C. Dispositions intérieures du bâtiment réacteur

Le bâtiment est un ouvrage cylindrique à trois niveaux principaux, au centre duquel se trouve la piscine du réacteur à partir de laquelle, orienté suivant un rayon, part le canal de transfert conduisant à la cellule chaude.

La piscine qui contient le bloc-pile est une structure en béton et acier avec cuvelage en acier inoxydable, remplie d'eau déminéralisée.

Les trois niveaux principaux du bâtiment sont, de bas en haut :

- le sous-sol et sa crypte ;
- le hall expérimentateurs ;
- le hall piscine.

1) *Le sous-sol* (niveau 204,25), exclusivement réservé à l'exploitation, contient les circuits de refroidissement eau lourde et légère, ainsi que la centrale d'extraction et les filtres de la ventilation.

2) *La crypte*, à un niveau moins élevé encore que le sous-sol, mais d'étendue limitée, recueille les points bas des circuits (stockage, détection de fuites, etc.) ; elle se situe au niveau 200,00.

3) *Le hall Expérimentateurs* est exclusivement réservé aux expériences. Le plancher, à 210,50, ouvre de plain pied sur le terre-plein extérieur.

De plus, la disposition "en pont" du canal de transfert qui s'appuie d'une part sur le mur piscine, d'autre part sur le bloc arrière cellule permet l'accès autour de toute la périphérie de la piscine.

4) *Le hall piscine*, dont le plancher est à la cote 224,90, est essentiellement réservé à l'exploitation. Néanmoins, il peut recevoir autour de la piscine certains équipements expérimentaux, notamment ceux nécessitant un accès au bloc-pile par le haut.

C'est dans ce hall que sont installées les installations de manutention du combustible, la centrale de pulsion d'air, la cellule chaude, l'assemblage sous-critique.

Ce hall conduit aux locaux du bloc arrière qui contiennent les points hauts des circuits.

D. Génie civil du bâtiment réacteur : principes de construction

Les structures principales constituant le bâtiment réacteur sont :

- le radier alvéolé ;
- les enceintes étanches ;
- le plancher du hall pile ;
- la piscine, le noyau central et le canal de transfert.

1. *Radier alvéolé* : l'ensemble radier-crypte constitue la partie inférieure du bâtiment et contribue à l'étanchéité globale. Il a été construit de manière classique, à l'abri d'une paroi moulée dans le sol.

Le radier a été étudié pour supporter toutes les charges et surcharges situées au dessus de 210,50, y compris celles apportées par les enceintes étanches.

Ce radier est constitué par un bloc monolithe bétonné, de 7 à 10 m d'épaisseur, dont les alvéoles constituent les salles et les circulations du sous-sol.

A la périphérie, deux murs circulaires de 0,40 m et 0,50 m d'épaisseur et séparés par un espace de 0,80 m soutiennent les deux enceintes étanches, celle métallique extérieure et celle bétonnée intérieure.

A la cote 210,50, la face externe de la dalle du radier forme le plancher du hall Expérimentateurs, alors qu'à la cote 204,25 la dalle inférieure du radier forme le plancher du sous-sol.

2. *Les enceintes étanches* comprennent :

- La jupe métallique et sa coupole, constituées de tôles soudées de 11 mm pour la jupe, 6,5 mm pour la coupole avec, à leur jonction, un anneau de compression en tôle d'épaisseur 20 mm à section triangulaire.
- La jupe bétonnée et sa coupole, d'épaisseur 0,40 m pour la jupe et 0,30 m pour la coupole avec, à leur jonction, une ceinture précontrainte réalisée à partir d'éléments préfabriqués.

3. *Le plancher du hall pile* : le plancher du hall pile est constitué par une dalle en béton supportée par une structure métallique de piliers et de poutres principales et secondaires. La dalle de 0,20 m d'épaisseur repose librement sur les poutres métalliques, mais est encastrée sur le noyau central.

Les poutres radiales sont des poutres en caisson de 2 m de hauteur environ, reposant à une extrémité sur le noyau central, par l'intermédiaire d'appuis en néoprène et, à l'autre extrémité, sur des poteaux métalliques.

Les poutres transversales sont des fers HE du commerce, dont la hauteur maximum est de 1 m.

Les poteaux métalliques sont articulés à leurs deux extrémités sur des appuis cylindriques permettant la libre dilatation dans le sens radial.

Un jeu de 2 à 3 cm est réservé à la périphérie entre la dalle et l'enceinte en béton pour éviter tout appui du plancher sur l'enceinte en cas de séisme ou d'accident.

4. *Piscine* : Le cuvelage piscine de 6 m de diamètre est réalisé en tôles d'acier inoxydable de 10 mm d'épaisseur pour le fond et la partie inférieure de la virole et de 6 mm d'épaisseur pour la partie supérieure de la virole. Le fond est simplement posé sur la dalle de béton préalablement polie.

5. *Noyau central* : le noyau central qui contient le cuvelage est constitué par deux coques cylindriques en acier ordinaire entre lesquelles est fait un remplissage en béton très lourd (d = 5,5) entre les niveaux 210,15 et 215,00. Au dessus, le remplissage a été effectué en béton ordinaire.

La mise en place de ces bétons, et en particulier celle du béton très lourd, a fait l'objet de précautions pour obtenir une bonne homogénéité et limiter les effets de retrait.

- coulage en 4 secteurs sans interruption par section et par couches horizontales de 30 cm environ ;
- joints de reprise en chicane ;
- vibrations à haute fréquence (16 à 18 kilocycles) et de brève durée, de façon à obtenir une liquéfaction homogène de la couche sans risque de ségrégation.

Composition type du béton de densité 5,5 (pour 1 m³ de béton) :

- eau	150 kg
- riblons	3 450 kg
- grenaille 18 °H	1 000 kg
- grenaille 100 °H	250 kg
- sable de baryte	525 kg
- ciment CP A 325	350 kg
	5 735 kg

6. *Canal de transfert* : La construction du canal de transfert est classique. Le cuvelage est réalisé en tôle d'acier inoxydable d'une épaisseur de 6 mm. Le fond et les parois du canal, qui contiennent le cuvelage, sont en béton ordinaire.

Côté piscine, la structure en béton est solidaire du noyau central. A l'autre extrémité, elle s'appuie sur les parois des locaux inférieurs du bloc arrière, par l'intermédiaire de plaques en néoprène.

Les parois des locaux du bloc arrière situées au-dessus de cet appui (niveau 214,10) ainsi que la cellule chaude sont solidaires de la structure du canal.

7. *Pénétration dans le bâtiment* : Toutes les pénétrations dans le bâtiment comportent un dispositif d'étanchéité à la traversée de chacune des deux enceintes.

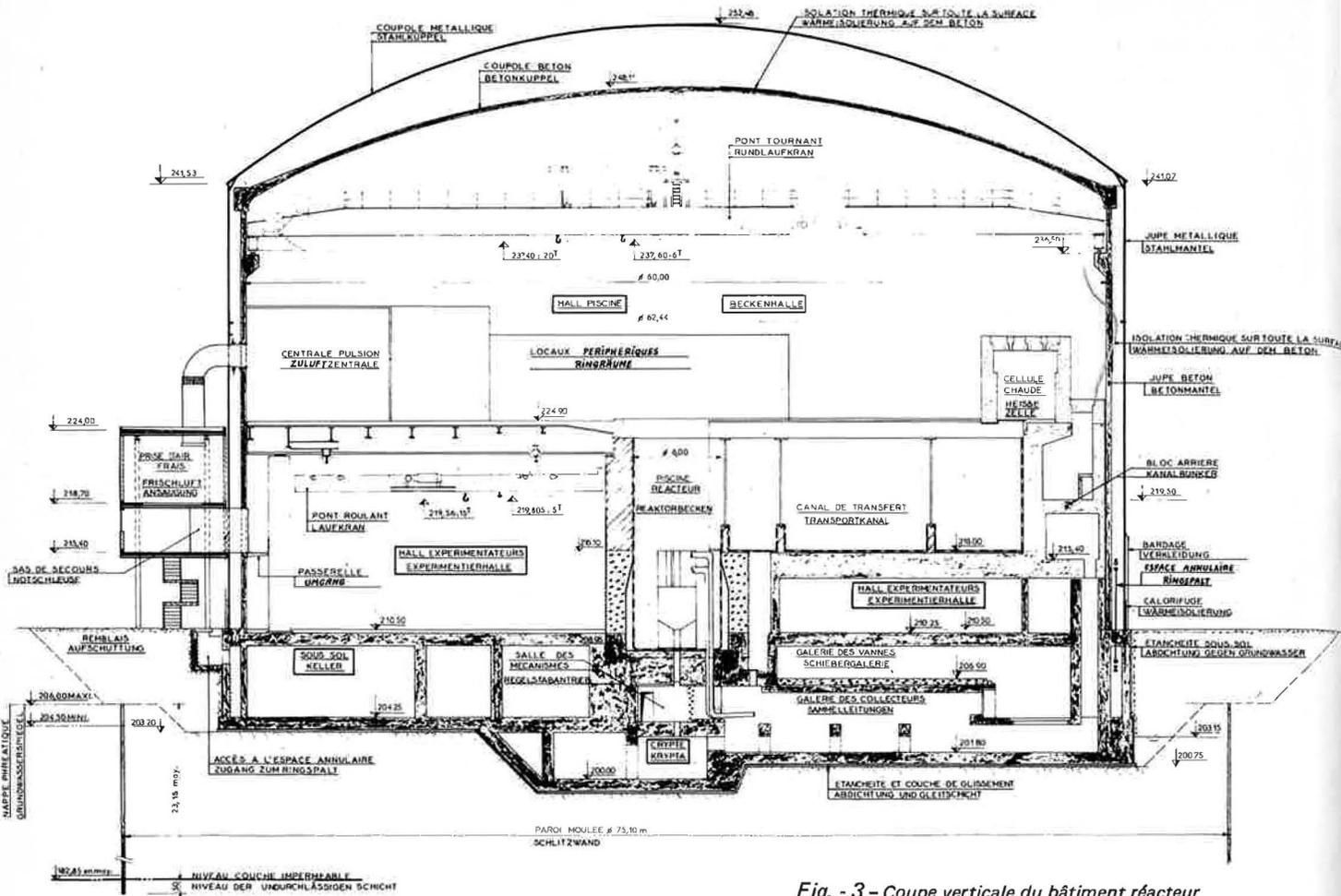


Fig. - 3 - Coupe verticale du bâtiment réacteur

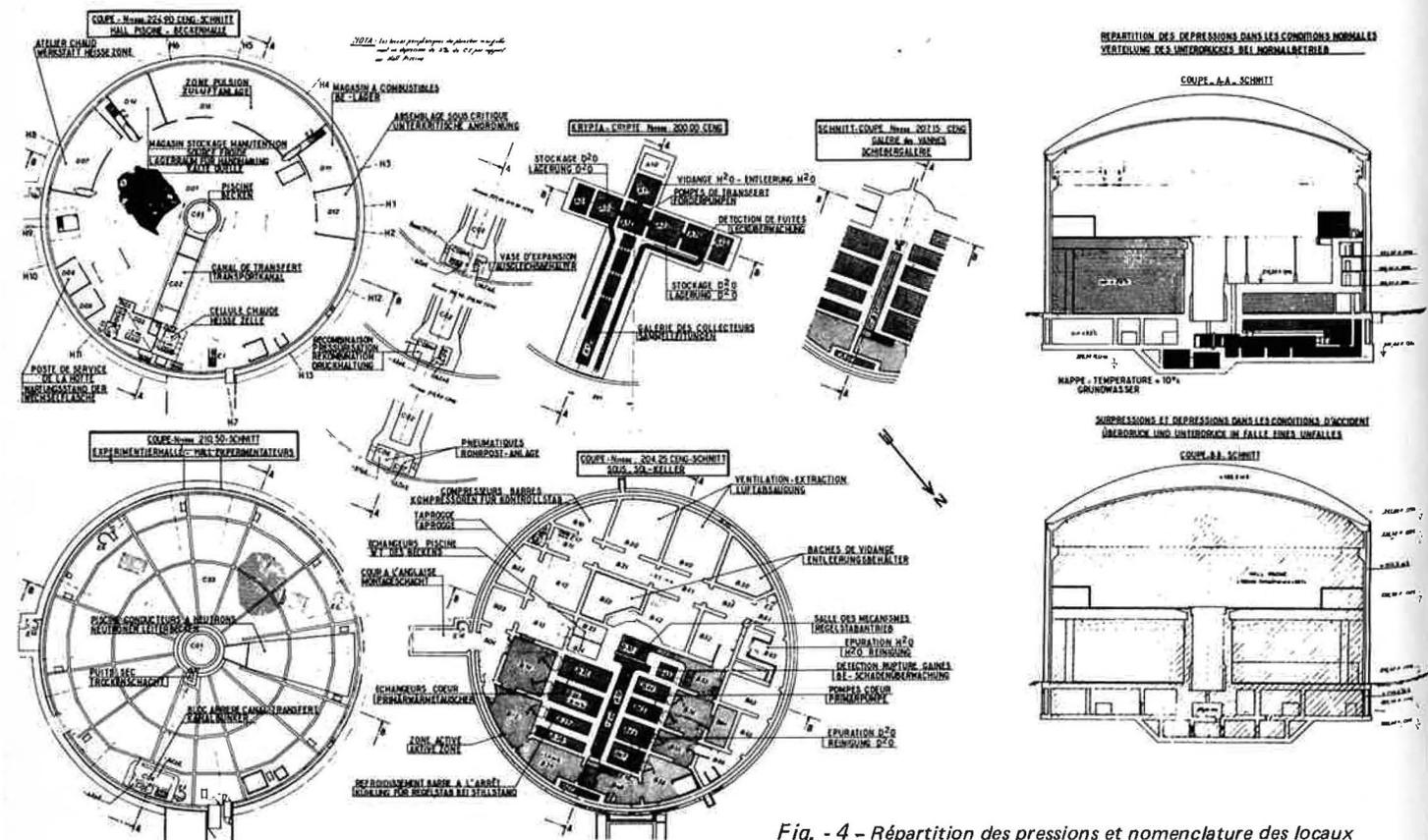


Fig. - 4 - Répartition des pressions et nomenclature des locaux

E. Description — Caractéristiques générales

Une coupe du bâtiment est représentée par la figure 3, la désignation des locaux est donnée par la figure 4.

1. Crypte

La crypte a la forme générale d'une croix à bras inégaux dont le grand axe a la même orientation que celle du canal de transfert.

La structure est alvéolaire et tous les locaux sont de forme carrée ou rectangulaire.

Ils s'étendent sur deux niveaux :

- 201,80 N.C.E.N. - G pour la plus grande branche orientée vers le bâtiment bureaux-laboratoires.
- 200,00 N.C.E.N. - G pour les trois autres branches et le local central.

Leur volume est de 700 m³ environ.

Pour améliorer la résistance de la plaque inférieure à 203,45 N.C.E.N. - G, les extrémités des trois petites branches sont prolongées par des volumes à fonds inclinés ; deux d'entre eux sont aménagés en bâches.

2. Sous-sol

Le sous-sol est constitué par un volume cylindrique d'un diamètre de 60 m et a une hauteur de plafond de 5,20 m, limitée par deux dalles circulaires en béton.

Ce volume est cloisonné en 44 alvéoles par un réseau orthogonal de voiles, dont une des directions est parallèle à l'axe du canal de transfert. L'ensemble des deux dalles et des cloisons forme un radier alvéolé pour le bâtiment réacteur qui est capable de supporter toutes les charges sans déformation préjudiciable.

Les dimensions et les formes des alvéoles sont variées, mais la plus grande dimension ne dépasse pas 11 mètres.

Tous les locaux sont au niveau 204,25 m, sauf la galerie des vannes, dont le niveau est 206,90 N.C.E.N. - G

Les épaisseurs courantes des voiles et dalles sont les suivantes :

- dalle inférieure : 0,80 m
- dalle supérieure : 0,80 m
- voiles : 0,80 m
- mur circulaire : 0,40 m

Pour certains locaux à haute activité, l'épaisseur des voiles et de la dalle supérieure est considérablement augmentée et peut atteindre 1,75 m.

Le volume du sous-sol est de 11 000 m³ environ.

3. Hall Expérimentateurs

Le hall Expérimentateurs est un hall circulaire, dont le centre est occupé par la piscine, appelé noyau central.

Une piscine pour les conducteurs de neutrons est accolée au noyau central. Le niveau du hall Expérimentateurs est 210,50 N. CEN-G.

Ses principales caractéristiques sont :

- diamètre extérieur : 60 m
- hauteur sous plafond : 14,19 m

Le sol du hall comporte :

- Un réseau de caniveaux radiaux et circulaires recouverts de dalles. Ces caniveaux sont destinés aux expériences.
- 11 chemins de roulement, disposés dans l'axe de chaque canal horizontal, et permettant le déplacement des châteaux de défournement.

Une passerelle circulaire, au niveau 215,40 accolée à l'enceinte, fait tout le tour du hall. Elle est desservie par un escalier entre chaque canal horizontal et permet la circulation d'une expérience à l'autre lorsque le sol est entièrement occupé.

D'autres passerelles sont suspendues au plafond pour permettre l'accès aux chemins de câbles et aux tuyauteries disposées sous celui-ci.

4. Hall piscine

Le hall piscine est un hall circulaire, fermé à sa partie supérieure par une coupole de forme sphérique. Situé au centre, l'orifice de la piscine se prolonge par le canal de transfert suivant un rayon dirigé sensiblement vers le bâtiment bureaux-laboratoires.

Outre la cellule chaude et sa zone arrière, la périphérie du hall est occupée par différents locaux.

Le niveau du hall piscine est 224,90 N. C.E.N. - G; ses principales caractéristiques sont :

- diamètre : 60 m
- hauteur du centre : 22,90 m
- hauteur de la périphérie : 15,46 m
- hauteur sous crochet du pont tournant : 12,50 m
- volume net du hall : 34 400 m³

Le plancher du hall, appelé "plancher margelle" comporte :

- une fosse pour l'entretien des hottes de manutention ;
- trois trappes pour le passage de matériel entre le hall Expérimentateur et le hall piscine.

La plus grande de ces trappes, située à proximité de la verticale de la porte camion, mesure 4 m x 6 m. Une

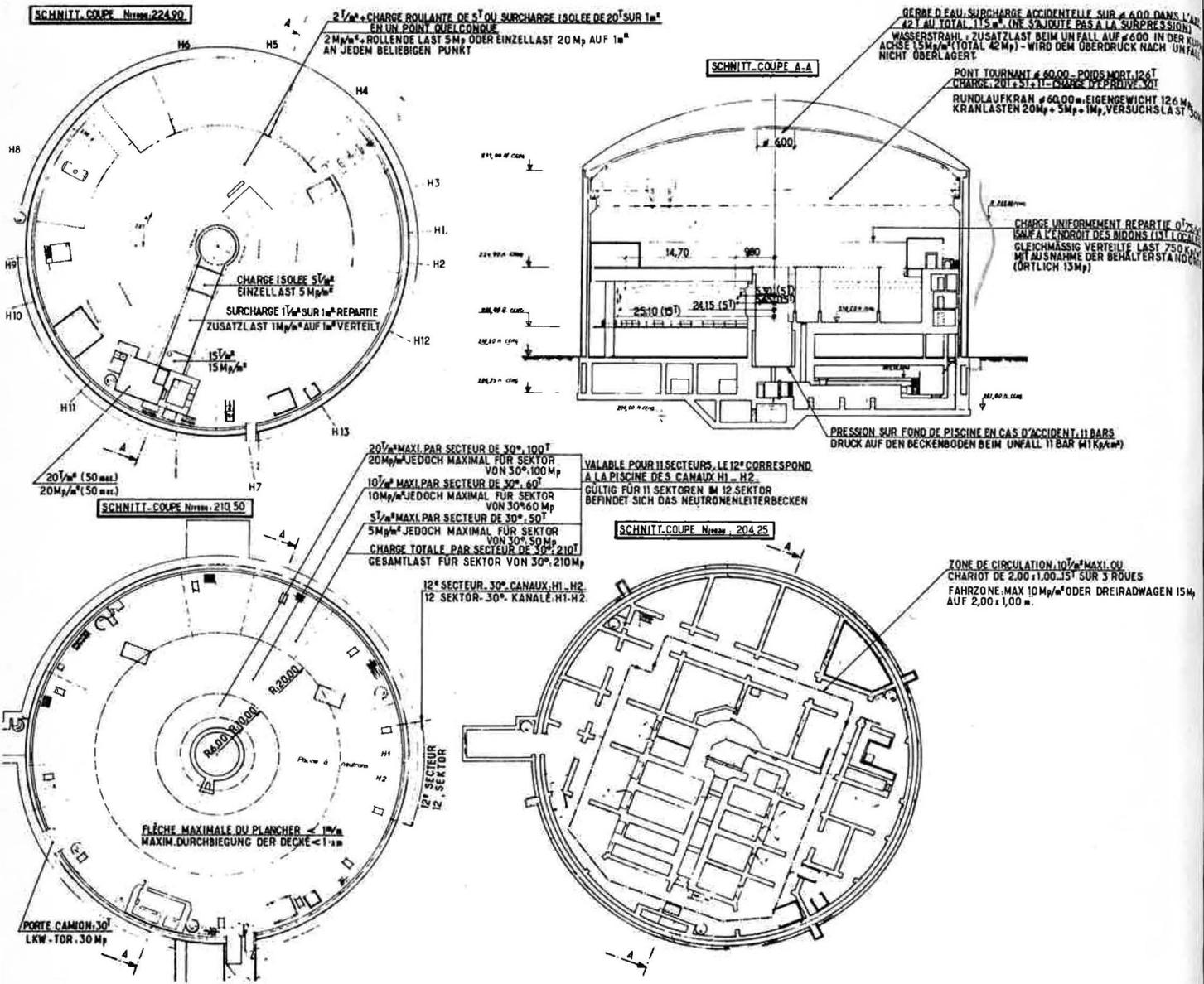


Fig. 5. - Localisation des surcharges

de ces trappes est placée à la verticale de la piscine des conducteurs de neutrons.

Le hall est équipé d'un pont tournant d'une force de 20 000 daN.

5. Noyau central

Le noyau central comprend, de bas en haut :

- Les orifices des 12 canaux expérimentaux horizontaux avec, pour 11 d'entre eux, des points d'accrochage pour des portes de protection, le douzième (H1-H2) débouchant directement dans la piscine des conducteurs de neutrons.

- Une passerelle circulaire permettant la mise en place de plates-formes horizontales ou inclinées, sous chaque canal incliné expérimental, soit pour installer les expériences, soit pour effectuer des démontages.
- Les orifices des 4 canaux inclinés expérimentaux avec des points d'accrochage pour des portes de protection.
- Des points d'accrochage pour des potences de maintenance de 5 000 daN.
- Des points d'accrochage pour les plates-formes des canaux inclinés.

Aspects sécurité du réacteur

Par J. BUREAU du COLOMBIER* et H. REUTLER**

Les études préliminaires du Réacteur à Haut Flux ont mis en évidence l'obligation d'adopter des solutions originales pour atteindre les performances neutroniques désirées. L'emploi d'un élément combustible unique, le contrôle et le pilotage du réacteur par une seule barre très absorbante, l'utilisation au voisinage du cœur d'une "source froide" contenant 25 litres de deutérium liquide à 25 °K et d'une "source chaude" avec du graphite à 2200 °K, constituent autant d'options qui mettent en lumière la diversité et la complexité des problèmes de sûreté.

Il n'est pas possible de décrire en détail toutes les mesures préventives qui ont été prises pour exclure tout danger, y compris en cas de défaut de fonctionnement des matériels ou d'erreur d'exploitation ; aussi, après avoir rappelé les principes qui ont été adoptés nous illustrerons par quelques exemples leur mise en oeuvre.

PRINCIPES

Nous avons retenus le maximum de matériels classiques pour lesquels nous possédons une grande expérience de fonctionnement dans des conditions comparables.

Les pannes possibles de chaque composant, leur détection et leurs conséquences sur l'installation ont été analysées en tenant compte du fonctionnement des sécurités installées et en cas de défaillance de celles-ci.

Plusieurs "barrières" indépendantes ont été interposées entre les produits de fission contenus dans le cœur et l'environnement. Les plaques combustibles, le circuit primaire, la piscine du réacteur et l'enceinte de confinement constituent autant de barrières dont l'intégrité est contrôlée en permanence et dont l'efficacité a été étudiée dans les conditions normales de fonctionnement et dans des situations accidentelles pessimistes.

Bien que la sûreté soit intimement liée aux diverses techniques qui ont concouru à la réalisation du réacteur, nous nous limiterons à en relever quelques aspects particuliers.

ACCIDENTS DE REACTIVITE

Les conséquences d'un accident de réactivité sont essentiellement liées à la contre réaction que peut apporter le réacteur et à l'efficacité des dispositifs de sécurité qui sont installés. La sûreté intrinsèque du R.H.F. est moindre que celle d'un réacteur expérimental de type piscine ; les coefficients de température et de vide sont négatifs dans tout le cœur, mais ils sont très faibles, en raison de la forte modération extérieure. Par contre, le comportement transitoire est favorable car le temps de génération des neutrons est très long et le R.H.F. réagit plus lentement qu'un réacteur à eau légère à un apport de réactivité. De ce fait, un système de sécurité relativement classique dans son principe permet de prendre en compte toutes les perturbations de réactivité prévisibles avant que l'élément combustible ne soit endommagé.

*Département de Sûreté Nucléaire, CEN de Saclay

**G.F.K., 75 Karlsruhe (R.F.A.) Chef de projet adjoint

L'apport maximal de réactivité correspond à la sortie accidentelle de la barre de pilotage (efficacité total de 17 200 pcm). Afin de rendre impossible la sortie incontrôlée de cette barre, de nombreuses dispositions préventives ont été prises telles que : le travail en compression des parties mobiles afin de rendre très peu probable leur rupture, le guidage sur une grande partie de sa longueur de la tige de commande de la barre afin d'éliminer les possibilités de flambage ... Pour empêcher la sortie accidentelle de la barre en cas de rupture du système mécanique d'entraînement (arbre du moteur ou pignon), un dispositif oléopneumatique compense la poussée due au poids de la barre et à la poussée de l'eau, de telle sorte qu'une rupture du mécanisme d'entraînement provoque l'introduction de la barre. Ce dispositif oléopneumatique permet également d'éviter que le mécanisme d'entraînement ne soit soumis à des efforts importants.

L'étude d'accident a néanmoins pris en compte la rupture simultanée du mécanisme d'entraînement et de la tuyauterie d'alimentation en air comprimé du dispositif oléopneumatique de compensation. Des essais effectués en usine avec la barre réelle ont permis de connaître la vitesse de descente de la barre. Cet accident, caractérisé par l'injection d'une rampe de réactivité de 200 pcm/s, ne conduit pas à un endommagement de l'élément combustible, la puissance atteinte restant inférieure à la puissance où se produit le phénomène de redistribution de débit (Figure 1). Il importe de souligner le caractère extrêmement pessimiste de cette étude et des hypothèses retenues.

La figure 2 indique, avec les mêmes hypothèses pessimistes, la puissance qui serait atteinte en cas de

sortie de la barre de pilotage à la vitesse maximale de son moteur de commande (injection de réactivité de 50 pcm/s). Cet accident correspond à la défaillance totale des boucles de pilotage indépendantes et des automatismes associés.

REFROIDISSEMENT DU COMBUSTIBLE ET SURVEILLANCE

L'évacuation de la puissance dégagée dans le cœur est assurée en conservant au cours des régimes transitoires une marge minimale de 1,25 par rapport au phénomène de redistribution de débit dans le canal de refroidissement de l'élément combustible où se trouveraient cumulée toutes les incertitudes de fabrication (en fonctionnement normal, cette marge est de 1,5).

La puissance résiduelle du cœur peut être évacuée par l'une des deux pompes principales ou par l'une des trois pompes auxiliaires (circuit "barre-arrêt") à l'aide des échangeurs principaux ou de l'échangeur du circuit "barre-arrêt". Un arrêt des pompes auxiliaires est pratiquement impossible : elles disposent chacune d'une source d'alimentation électrique distincte, secourue par diesel, et d'une batterie branchée en "floating" capable d'alimenter les pompes pendant 40 minutes (Figure 3). Néanmoins, en cas de panne totale d'énergie électrique, les clapets de convection naturelle s'ouvrent automatiquement et la puissance résiduelle est évacuée dans la piscine.

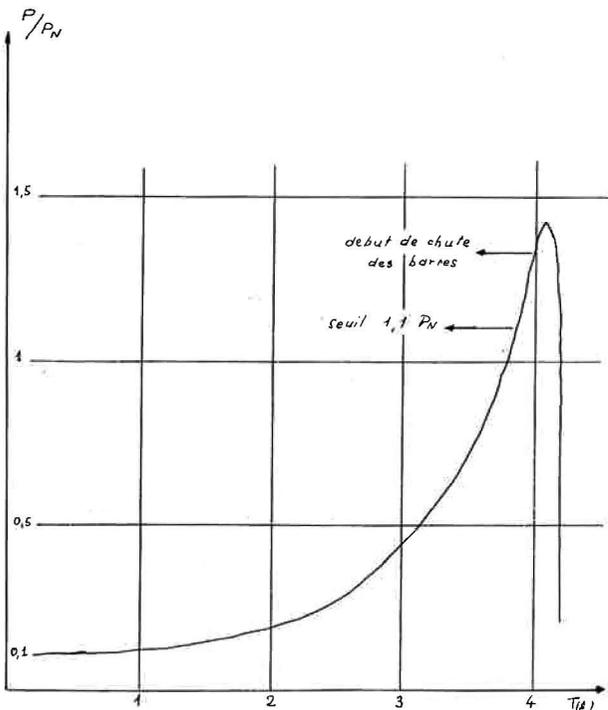


Fig. 1 — Rampe de 200 pcm/s à partir de 0,1 PN

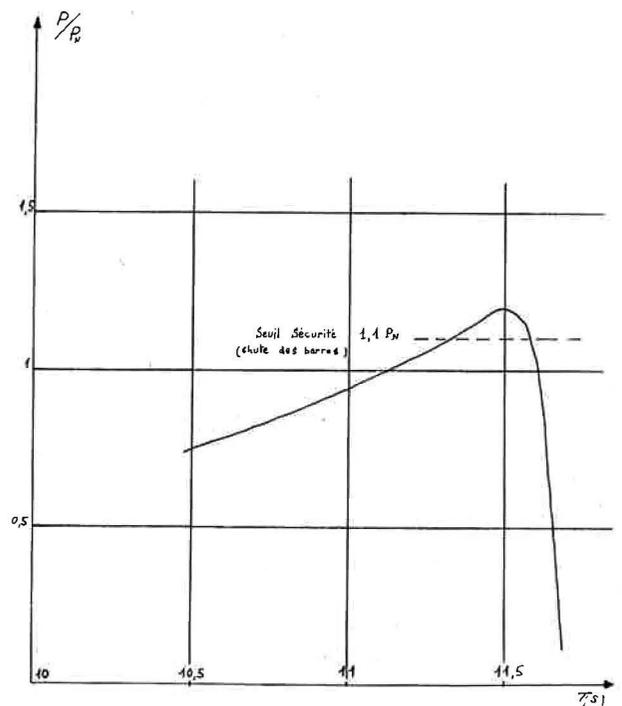


Fig. 2. — Rampe de 50 pcm/s à partir de 0,1 PN

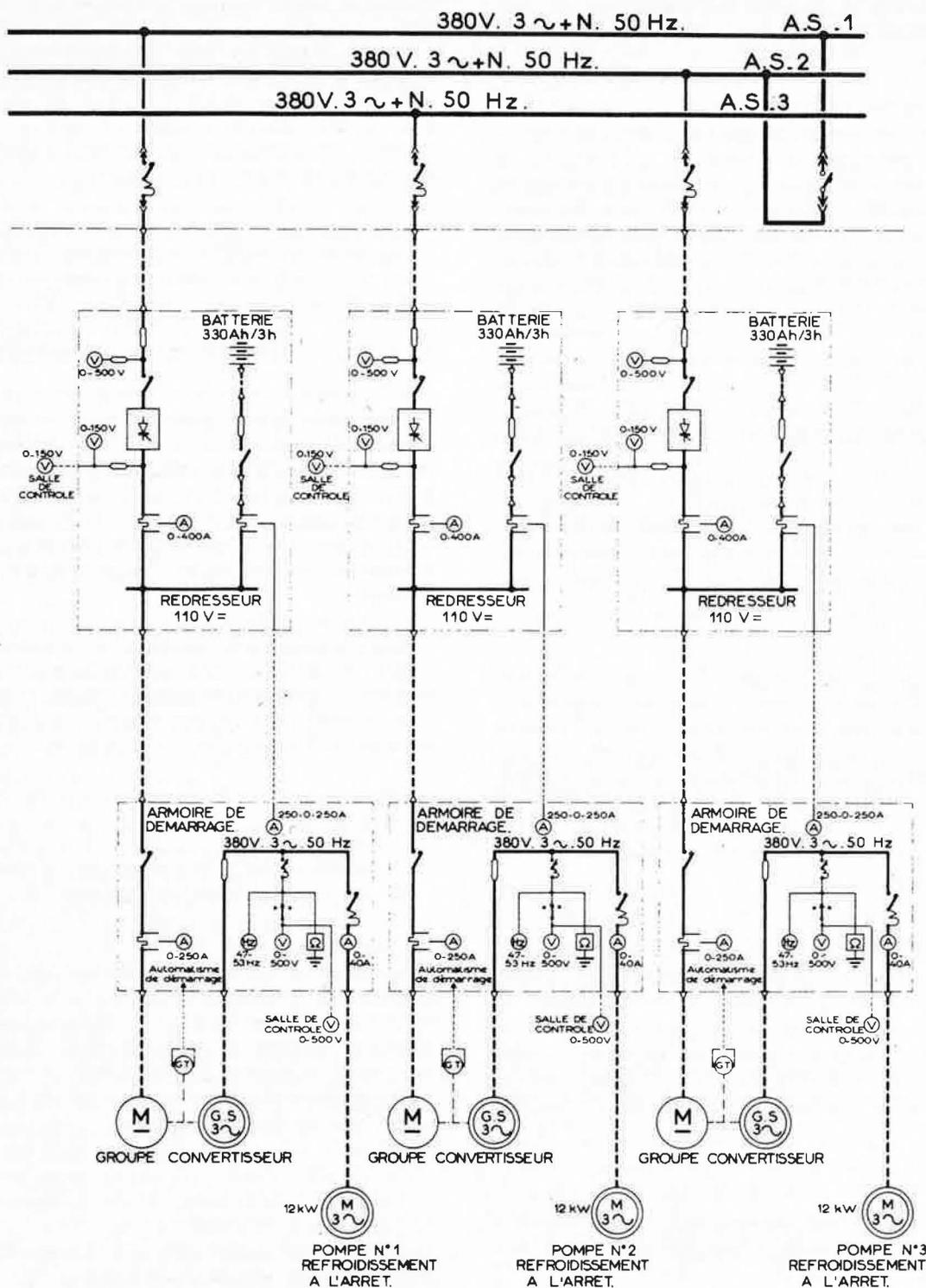


Fig. 3. Alimentation électrique des pompes auxiliaires

Vu le rôle imparti au combustible et à sa gaine comme première barrière pour éviter la dispersion des produits de fission dans le circuit de refroidissement, trois ensembles indépendants, composés chacun de trois détecteurs et de leurs électroniques, contrôlent l'absence de rupture de gaine. Chacune de ces installations a des seuils de sensibilités différents ; deux détectent dans

l'eau lourde de refroidissement les neutrons différés en provenance des produits de fission des iodés et des bromés, la troisième détecte dans le gaz de couverture, par collection électrostatique, les descendants solides des kryptons et xétons qui quitteraient la gaine en cas de fissure.

RUPTURE DU CIRCUIT PRIMAIRE MAINTIEN SOUS EAU DU COEUR

La conception du circuit primaire et les dispositifs de sécurité associés sont conçus afin qu'aucune rupture du circuit ne provoque la vidange du réflecteur et le dénoyage du cœur. Pour cela, les trois tuyauteries du circuit raccordées au bloc pile (entrée cœur, sortie cœur, sortie barre de pilotage) sont placées à un niveau supérieur à celui du cœur. La tuyauterie d'entrée du cœur est reliée à celle de sortie du cœur par l'intermédiaire d'un clapet casse-siphon et à celle de sortie de la barre de pilotage par une tuyauterie ouverte en permanence. Grâce à ces liaisons, le siphonage de l'eau lourde est interrompu dès que la tuyauterie entrée du cœur est en air : le cœur reste sous eau et l'évacuation de la puissance résiduelle peut être assurée en convection naturelle.

Une rupture en un endroit quelconque du circuit est détectée par une baisse de la pression à la sortie du réflecteur (mesure triplée) qui provoque la chute des barres de sécurité, l'arrêt des pompes et l'ouverture du clapet de convection naturelle et du clapet casse-siphon.

La rupture d'un doigt de gant d'un canal expérimental est également détectée par la baisse de pression à la sortie du réflecteur et au moyen de "bougies" placées dans le canal, qui signalent la présence d'eau et provoquent la fermeture automatique de la vanne d'obturation du canal ; la fuite d'eau lourde serait donc relativement faible, connue par la mesure du niveau dans le vase d'expansion et compensée si nécessaire par les circuits d'appoint.

Les mesures prises permettent de considérer que la détérioration du circuit de refroidissement n'entraînerait pas le dénoyage du cœur, le refroidissement de l'élément combustible demeurant assuré en convection naturelle. Le réacteur dispose ainsi de deux barrières indépendantes auxquelles viendront s'ajouter, comme nous le verrons ultérieurement, la piscine et l'enceinte du réacteur.

SOURCE FROIDE SOURCE CHAUDE

La présence, au voisinage du cœur, de la source froide contenant 25 litres de deutérium liquide à 25 °K constitue un risque potentiel important. Une analyse détaillée des défaillances des divers composants, des moyens de détection de chaque incident et de ses conséquences, avec et sans fonctionnement des sécurités, a permis de connaître les risques inhérents à cette installation.

Le double confinement permet d'éviter tout contact entre l'air et le deutérium en cas de défaillance d'une

des parois, chacune ayant été conçue pour n'être soumise en service normal qu'à des contraintes faibles. L'espace intermédiaire situé entre les parois est séparé en plusieurs volumes distincts qui sont soit maintenus sous vide (partie en piscine) soit remplis de gaz inerte (partie dans le hall réacteur) ; chaque volume est muni de contrôle afin de détecter toute anomalie et de déclencher les sécurités automatiques nécessaires.

Des essais à l'échelle ont montré que l'enceinte extérieure en zircaloy n'est pas endommagée en cas de rupture de la paroi interne et que celle-ci (A5) résiste à une vaporisation brutale du deutérium provoquée par la disparition du vide de l'espace intermédiaire.

Une attention particulière sera donnée aux analyses du deutérium utilisé pour éviter toute introduction d'impuretés. Néanmoins une étude considérant que toutes les impuretés non piégeables sont constituées par de l'oxygène et qu'il réagit avec la quantité stoechiométrique de deutérium a montré que les dégâts seraient contenus par l'enveloppe extérieure de la source et ses tuyauteries sans provoquer d'endommagement pour le réacteur.

Pour la source chaude (bloc de graphite porté à 2 200 °K par échauffement nucléaire) une double enceinte a également été réalisée, l'espace intermédiaire étant maintenu en surpression d'hélium pour éviter toute mise en contact d'eau et du graphite chaud.

RESISTANCE DE LA PISCINE A UNE EXCURSION DE PUISSANCE

Le début de cet exposé a été consacré aux conséquences des accidents de réactivité, compte tenu du fonctionnement des systèmes de sécurité (en particulier chaîne de sécurité, chute des barres). Les hypothèses retenues pour définir le cuvelage de la piscine ont consisté à envisager le non fonctionnement de ces systèmes. Le schéma de l'accident serait donc le suivant :

Au cours d'une excursion de puissance, l'énergie libérée dans le combustible provoque la fusion du cœur, la projection de métal fondu dans l'eau et une vaporisation brutale assimilable à une explosion. Cette "explosion" entraîne la destruction des installations situées au voisinage du cœur et, en particulier, de la source chaude et de la source froide qui peuvent amplifier les effets mécaniques de l'excursion de puissance. (L'énergie thermique emmagasinée dans le cœur est de 135 MJ, la durée du phénomène est évaluée à 30 ms).

La destruction de la source chaude provoque la mise en contact brutale de matériaux chauds (graphite à 2 000 °C) avec l'eau. Le phénomène est donc comparable avec celui intéressant le cœur. Les conditions de

fragmentation du graphite peuvent néanmoins modifier la durée du phénomène et le rendre plus lent ; afin de rester pessimiste, la même durée de 30 ms a été retenue (l'énergie thermique emmagasinée dans la source chaude est de 50 MJ).

La destruction de la source froide par l'explosion du cœur provoque la vaporisation rapide des 25 litres de deutérium qu'elle contient (l'énergie mécanique libérée par vaporisation est de 3,7 MJ, la durée du phénomène est de quelques secondes)*.

L'accident global est donc caractérisé par :

- la libération en 30 ms d'une énergie thermique de 185 MJ,
- la libération en quelques secondes d'une énergie mécanique de 3,7 MJ.

Deux méthodes de calcul ont été utilisées pour définir un cuvelage de la piscine qui soit capable de subir une déformation plastique suffisante pour absorber la majeure partie de l'énergie mécanique mise en œuvre au cours de l'accident global défini ci-dessus.

La méthode quasi-statique revient à considérer que l'énergie communiquée à l'eau pour vaporisation, entraîne la formation d'une bulle de vapeur dont la pression est fixée par la résistance du cuvelage et l'inertie de l'eau située au-dessus de la bulle. L'énergie mécanique mise en œuvre dépend de la surface de contact des produits chauds avec l'eau ; elle est mathématiquement représentée par le produit du volume de la bulle et de la pression. Le calcul théorique basé sur le principe de la conservation de l'énergie donne, pour le rendement de transformation énergie mécanique/énergie thermique, une valeur maximale de 9% .L'énergie mécanique libérée à la fin de la formation de la bulle se décompose entre l'énergie absorbée par le cuvelage, et celle communiquée à l'eau, la durée de formation de la bulle (30 ms) étant suffisamment lente pour ne pas engendrer d'onde de choc.

Comme il a été dit plus haut pour la transformation d'énergie thermique en énergie mécanique, un rendement de 9% a été retenu (soit 16,65 MJ mécaniques). L'énergie mécanique de vaporisation de la source froide a été ajoutée à cette valeur, bien que le phénomène soit plus lent. L'accident global retenu pour les calculs correspond donc à la libération d'une énergie mécanique de 20 MJ.

Les résultats des calculs basés sur cette méthode montrent que l'allongement permanent du cuvelage au

niveau du plan médian du cœur serait de 8,75% . La pression exercée sur le cuvelage serait de 10,5 bars, celui-ci absorberait par déformation 94% de l'énergie mécanique mise en œuvre.

Une autre méthode assimile l'accident nucléaire à l'explosion d'une charge de TNT dégageant la même énergie thermique. Une telle explosion, d'une durée d'une fraction de milliseconde, provoque la déformation des structures par onde de choc. L'estimation faite par cette méthode fait abstraction du phénomène de base de l'accident nucléaire en ce qui concerne sa nature (vaporisation) et l'évolution du dégagement d'énergie (durée 30 ms).

Pour tenir compte de l'énergie en provenance de la source froide, les 3,7 MJ d'énergie mécanique ont été considérés comme provenant d'une énergie thermique fictive, la transformation ayant le même rendement que l'énergie provenant du cœur et de la source chaude.

Un rendement de transformation de 9% a été retenu, (par analogie avec le rendement adopté pour le calcul par la méthode quasi-statique), l'accident global correspond donc à la libération d'une énergie thermique de 255 MJ (soit 54 kg de TNT).

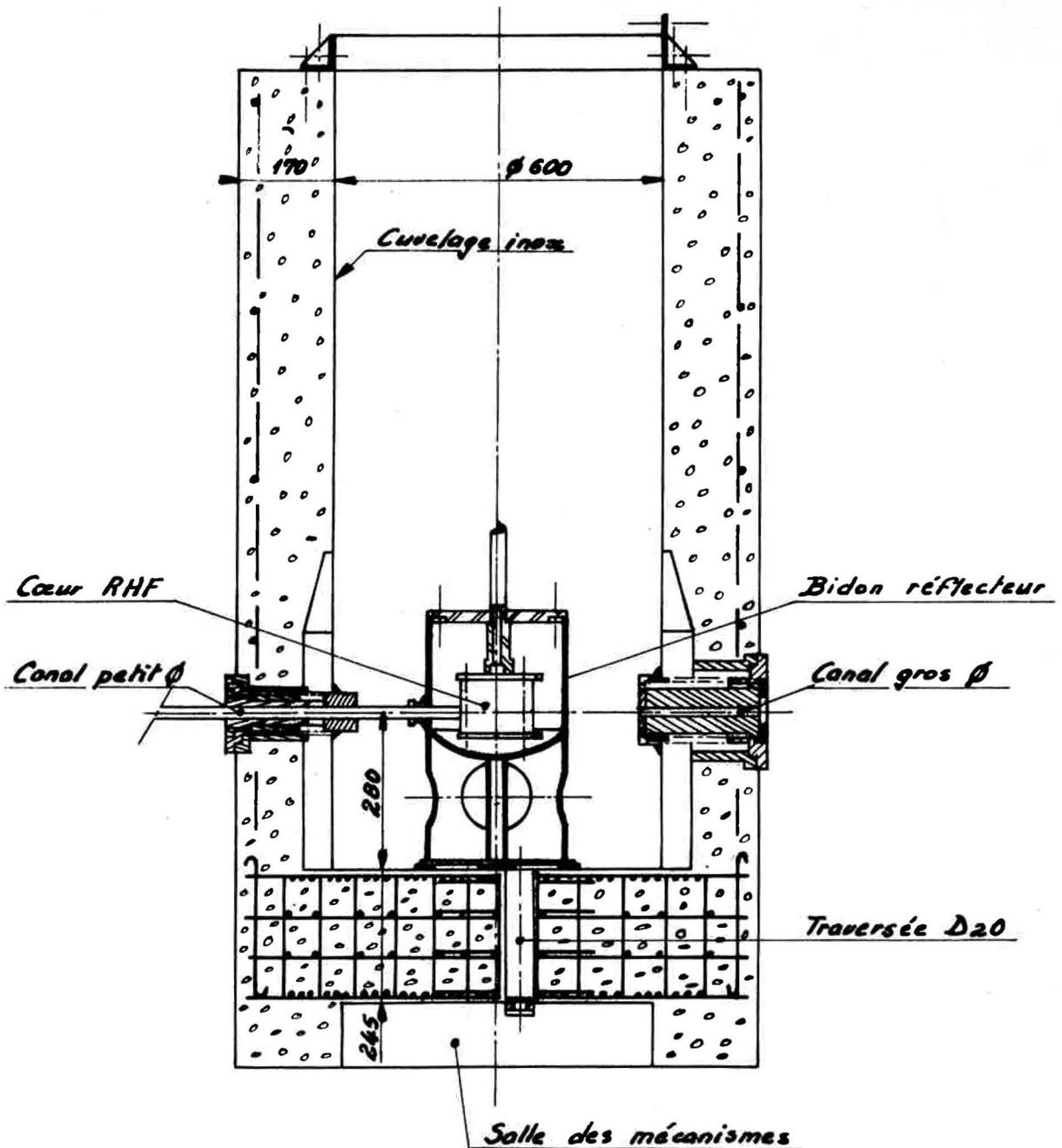
Les calculs basés sur cette méthode montrent que l'allongement maximal permanent du cuvelage au niveau du plan médian du cœur serait de 8,5% .

Malgré la convergence des résultats obtenus par les deux méthodes de calcul, il a été jugé nécessaire de simuler l'accident nucléaire sur une maquette simplifiée du réacteur à l'échelle 1/10 (Figure 4).

Pour représenter le phénomène physique de l'accident nucléaire, le cœur et la source chaude ont été représentés par une composition à base de poudre réactive (Fe_2O_3 Al Mg) qui permet : la dispersion homogène dans un volume d'eau défini de particules à très haute température (2 000 à 3 000 °C) en un temps de quelques millisecondes, la production de vapeur, la détente de la vapeur produisant le travail mécanique.

Cette charge a été définie au cours d'essais préliminaires qui ont montré que la transformation d'énergie thermique en énergie mécanique avait un rendement de 1% . On notera que cette valeur, qui prend en compte le phénomène physique, est très inférieure à celle adoptée pour les calculs (9%) ; par contre, elle se rapproche des estimations faites pour BORAX-SPERT et Saint-Laurent des Eaux 1.

*Rapport de sûreté, chapitre 15.



Reproduction en échelle 1/10 du réacteur

L'énergie thermique libérée par la charge était de 185 MJ représentant l'énergie thermique libérée dans le cœur et dans la source chaude. Pour représenter la vaporisation du deutérium de la source froide, on a eu recours à une maquette en pyrex contenant une quantité d'hydrogène en similitude (25 cm^3).

La représentation sur maquette du phénomène physique d'accident nucléaire a permis de vérifier que l'étanchéité du cuvelage était sauvegardée et le caractère très conservatif des calculs effectués. Un allongement de 0,4% a été obtenu (pour 8,5% calculé), l'énergie absorbée par la déformation du cuvelage est de 0,12% (à

comparer aux valeurs calculées par la méthode quasi-statique $\approx 8\%$, $94\% \times 9$).

Un second essai avec une charge dix fois plus puissante (1 800 kJ) a également montré le caractère pessimiste des calculs concernant l'énergie absorbée par la déformation du cuvelage car, pour des efforts et des pressions mesurés en harmonie avec les valeurs calculées, l'énergie absorbée par la déformation du cuvelage est très faible (0,4%). Malgré l'importance de la charge mise en oeuvre, le cuvelage est resté étanche, les brides de fixation des canaux ainsi que la piscine de protection radiologiques des conduits de neutrons n'ont pas été déformées.

ENCEINTE DE CONFINEMENT

Le réacteur a été conçu pour qu'aucune perturbation, par exemple l'insertion accidentelle de réactivité, la rupture du circuit primaire ou la destruction d'un canal expérimental, ne provoque l'endommagement du cœur ou sa mise à nu. Néanmoins il ne peut pas être démontré que plusieurs dispositifs indépendants ne seront pas l'objet de défaillances simultanées, même si une telle probabilité est minime. En conséquence un accident conduisant à la mise à nu du cœur et donc à sa fusion a été retenu pour définir l'enceinte de confinement. L'objectif fixé étant d'une part de ne pas avoir un niveau de rayonnement non admissible à 300 m de l'enceinte (distance du réacteur aux premières habitations), ce qui nécessitait de réduire par une protection (béton) l'irradiation directe provoquée par les produits de fission présents dans le hall, d'autre part d'empêcher tous rejets à l'extérieur d'air pollué sans contrôle et filtration, afin de n'effectuer que des rejets contrôlés avec des conditions météorologiques favorables.

La solution la plus simple et la plus sûre est apparue après étude comme étant la construction d'une enceinte à double paroi, la paroi interne en béton assurant la protection et la paroi extérieure en acier permettant de maintenir en surpression l'espace annulaire afin de constituer une enceinte de laquelle aucun gaz ne peut s'échapper. Cette surpression est obtenue par 3 ventilateurs (un seul nécessaire) disposant d'alimentation électriques totalement indépendantes et secourues par diesel (d'une part diesel R.H.F., d'autre part diesel CEN/G).

Toutes les traversées de l'enceinte et en particulier les tuyauteries sont munies au niveau de leur passage dans l'enceinte, de deux vannes reconstituant une double étanchéité ; la fermeture automatique de ces vannes est provoquée automatiquement en cas de détection d'un niveau anormal d'activité soit dans la cheminée de rejet, soit dans le hall. En ce qui concerne les sas, chaque

porte comprend un double joint gonflable, l'espace entre les joints étant relié à l'espace annulaire de l'enceinte.

La pression à laquelle peut être soumise l'enceinte a été calculée en prenant en compte : l'échauffement de l'air et la vaporisation de l'eau dûs à l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur ; la combustion du graphite de la source chaude et du deutérium de la source froide, l'apport d'air dû aux fuites de l'espace annulaire vers l'intérieur de l'enceinte.

L'élévation de pression dans le bâtiment serait lente, elle atteindrait après 12 heures la pression de 112 m bar et continuerait à croître très lentement du fait de l'apport d'air en provenance de l'espace annulaire maintenu à 150 mb.

La conception retenue pour l'enceinte permet de confiner la totalité des produits de fission qui sont susceptibles d'être relâchés dans le hall au cours de l'accident retenu et de n'effectuer des rejets qu'après une décroissance importante de l'activité de l'air contenu et avec des circonstances météorologiques favorables. Le retard minimum est de 12 heures mais il devrait pouvoir atteindre plusieurs jours, compte tenu des hypothèses très pessimistes retenues.

CONCLUSION

Les caractéristiques très particulières du réacteur ont nécessité le recours, y compris pour la sûreté, à de nombreuses solutions originales. Les barrières successives manifestent l'aspect tangible des dispositions prises ; elles ne doivent pas faire oublier les multiples petits détails qui ont été adoptés et qui relèvent de l'expérience acquise par chacun des projeteurs dans leurs domaines respectifs et qui constituent les fondements de la sûreté et l'art de l'ingénieur.

SOMMAIRE GENERAL 1971

I. PAR NOMS D'AUTEURS

II. PAR MATIERES

Anonyme :

Activités du L.E.T.I. en génie biomédical 156 23

Anonyme :

Contribution du C.E.A. au dépannage du réacteur SL 1 après l'accident du 17 octobre 1969 157 3

A. BARBREAU, P ESCALIER des ORRES, et R. LE QUINIO :

La sûreté radiologique des sites 158 7

J. BESSIS, J. LE MENEZ DE KERDELLEAU G. MAIRET et R. SALLE :

Aspects théoriques de problèmes de sûreté radiologique des installations et utilisation du calcul électronique 158 15

J.L. BOBIN :

Introduction : Les ions lourds multichargés 160 5

J.L. BOBIN et G. TONON :

Interaction d'un faisceau laser avec une cible 160 23

R. BOUGON :

Aperçu de quelques études réalisées en chimie du fluor 161 9

M. BOURGEOIS et B. COCHET-MUCHY :

Application des propriétés des fluorures dans le cycle des combustibles nucléaires 161 41

C. BREBANT, J. PLUMEJEAU, P. RAMUS et E. ROUSSEL :

Aménagements originaux des cellules chaudes de la ligne "ISIDORE" 157 45

L. BREGEON, F. LAFAURIE et J.P. SCHWARTZ :

Les aspects neutroniques et thermiques L'élément combustible 165 27

M. BRICKA, Mme DOLIAS et NGUYEN VAN DAT :

Métrologie des champs de rayonnement en vue de la sûreté 158 69

M. BRIE, J. CAZARD, F.M. LANG et G. RIESS :

Greffage de polymères sur les fibres de carbone 155 31

M. BRIE et F.M. LANG :

Fabrication de fibres de carbone à partir de brai 155 17

G. BRONCA, J. HAMELIN, J. NEEL ; J. PARAIN et M. RENARD :

Supraconducteurs et transports de faisceaux. Une réalisation : le doublet "O.G.A." 159 25

G. BRONCA, G. NEYRET, J. PARAIN et J. PEROT :

L'application des supraconducteurs aux aimants d'accélérateurs 159 5

J. BUREAU du COLOMBIER et H. REUTLER :

Aspects sécurité du réacteur 165 87

P. CANDES :

Introduction : La sûreté radiologique des installations nucléaires 158 5

A. CAPGRAS :

Référence primaire nationale de neutrons thermiques 163 43

R. CARLE :		J. COLOME et J. SAROUL :			
Quelques idées tirées de l'expérience acquise au cours de la construction des réacteurs à neutrons rapides	162	33	Etude expérimentale de la contamination radioactive par des aérosols	158	59
J. CERCY :		D. COLZY, G. DUPUY et J.P. MARTIN :			
La station d'irradiation de Cadarache . . .	158	75	Le bloc pile du réacteur à haut flux . .	165	39
A. CHABERT et A. SARAZIN :		T. CONSOLI :			
Accélération des ions lourds	160	11	Les recherches sur la fusion thermonu- cléaire contrôlée, le problème du chauffage du plasma	157	13
P. CHANTOIN, J. DADILLON et J. SAROUL :		J. DANIAULT, R. GERVAIS, M. PECCOUD et M.A. PEUCH :			
Etudes expérimentales liées à la pollution radioactive du circuit primaire des réac- teurs	158	35	Section des Ateliers de Prototypes et des Techniques Avancées	164	55
J. CHATELET :		J. DEBIESSE :			
Sur quelques caractéristiques générales du fluor et de ses composés	161	5	Introduction : Métrologie des Rayonne- ments Ionisants	163	5
J. CHATOUX :		M. DEBRU :			
Présentation du réacteur et principales options	165	9	Le contrôle-Commande	165	71
M. CHAZALON et Y. LECUYER :		P. DEGAS, J.C. MICAUD et R. SCHILL :			
Les circuits de refroidissement et l'instal- lation de détritiation	165	57	Techniques de mesures adaptées aux fibres de carbone et à leurs composites	155	43
C. CHEVRIER, A. GOUZY, P. LAVIGNE et R. MARTIN :		J. DELAPLACE :			
Chauffage de l'Argyronète par pompe de chaleur	164	33	Le frottement intérieur dans les métaux	164	17
K. COHEN :		J.B. DONNET et H. DAUKSCH :			
Examen de l'expérience acquise sur le fonctionnement des réacteurs rapides ..	162	25	Structure et surface des fibres de carbone	155	21
		R. DROUSSENT, J. JAVELLAUD et L. LEGER :			
		Mécanique et Recherche : les fabrications au CEN de Saclay		164	41

G. DUVERGER DE CUY, J. GUIRLET, R. JAPAVAIRE, E. DE MONTAIGNAC, J. LE MENEZ DE KERDELLEAU, J. PORCHERON, L. ROUSSEAU, R. SALLE et P. SLIZEWICZ :					
L'examen des projets d'installation sous l'angle de la sûreté radiologique	158	21			
R. FARMER :					
Un examen de la sûreté des réacteurs à neutrons rapides	162	19			
C. FAURE :					
Extraction d'ions lourds multichargés produits par laser	160	51			
J.M. FRANKEL et M. WEISZ :					
Etude des phénomènes de déformation et fissuration de gaines d'alliages zirconium-cuivre dans le gaz carbonique . Relation avec le comportement en service	157	61			
C. FREJACQUES :					
Introduction : Fibres de carbone et matériaux composites	155	3			
C. FREMIOT, G. DELAPIERRE et J.F. MICHAUD :					
Etude et réalisation d'un capteur de déplacement linéaire	156	39			
J. GILLARDEAU :					
Croissance de cristaux métalliques par décomposition thermique et chimique des fluorures gazeux	161	33			
R. CREMION, M. MOREAU, G. JOUQUET, et P. MOTTET :					
Métaux renforcés par des fibres de carbone	155	53			
B. GRINBERG :					
Bureau National de Métrologie	163	7			
J.P. GUIHO :					
Faisceaux primaires de références photoniques	163	33			
W. HAFELE ;					
Problèmes de base posées par le développement des réacteurs rapides surrégénérateurs	162	5			
M. HILAIRE :					
Le Centre d'étalonnage des rayonnements ionisants	163	73			
Y. LE GALLIC :					
Le Laboratoire primaire pour la métrologie des rayonnements ionisants	163	11			
Y. LE GALLIC et M. THENARD :					
Etalons secondaires	163	53			
Y. LE GALLIC :					
Matériaux de référence non radioactifs	163	67			
J. LEGRAND et J.P. PEROLAT :					
Etalonnage par comparaison aux références primaires d'activité	163	29			
J. LEGRAND et A. CAPGRAS :					
Mesure de flux de neutrons thermiques par comparaison à la référence primaire nationale	163	49			
J. LEGRAND					
Détermination des paramètres des schémas de désintégration	163	61			
J. LEVEL :					
L'usine chimique de Pierrelatte	161	61			

R. LEVET :

Les travaux de génie civil et le confinement du bâtiment réacteur 165 77

G. LHOR :

La manutention du combustible 165 67

H. MAIER-LEIBNITZ et B. JACROT :

But de l'Institut Max von Laue-Paul Langevin. Organisation et structures scientifiques 165 5

R. MAROUBY :

Augmentation de puissance du réacteur Mélusine 156 3

C. MICHAUD, F. DUDRAGNE, S. BONJEAN et J. LEROY :

Synthèse et étude de fluoramines 161 51

J. MIRIBEL, R. RZKIECKI et R. WILZER :

Prélèvements et analyses d'échantillons contaminés par un mélange complexe de produits de fission 158 45

Mme G. MOUTAUD :

Préparation et propriétés des fibres de carbone à haut module d'élasticité 155 7

Y. OGANESSIAN :

Couplage d'une source d'ions lourds multichargés avec un accélérateur 160 17

A. PEREZ :

Etude des ions lourds multichargés produits par laser 160 39

J.P. PEROLAT, H. GOENVEN, M. LAINE ET R. VATIN :

Références primaires d'activités 163 19

J.P. POUILLANGE, G. PROST et D. RAPPANELLO :

Stabilité et pertes des supraconducteurs durs de seconde espèce 159 17

Y. QUERE et J. MORY :

Etudes sur la canalisation 164 3

M.C. REYMOND et N. CHRETIEN :

Analyse en laboratoire et en carrière du comportement des roches sous sollicitations mécaniques, par étude de l'émission acoustique 157 35

C.L. RICKARD :

Le réacteur surrégénérateur rapide refroidi au gaz G.C.F.R. 162 15

J. SOLE :

Collaboration CEA-Industrie dans le domaine des supraconducteurs 159 37

A. TEYTU :

Les simulateurs thermiques d'éléments combustibles 156 13

G.F. TONON :

Source d'ions multichargés utilisant le laser Perspectives 160 59

G. VENDRYES :

Exposé de clôture de la Conférence Internationale sur les réacteurs à neutrons rapides 162 39

L.M. VINCENT :

La corrosion par les agents fluorants 161 17

P. ZETTWOOG et H. TAZIEFF :

Développement d'une instrumentation pour l'étude des transferts de masse et d'énergie entre les volcans et l'atmosphère 156 45

— Aménagement originaux des cellules chaudes de la ligne ISIDORE. 157 45

II. Par matières

1. Physique

- Les recherches sur la fusion thermonucléaire contrôlée, le problème de chauffage du plasma 157 13
- Création de champs magnétiques par des enroulements supraconducteurs 159
- Les ions lourds multichargés 160
- Métrologie des rayonnements ionisants 163
- Le frottement intérieur dans les métaux 164 17
- Etude sur la canalisation des particules 164 3

2. Réacteurs Nucléaires

- Augmentation de puissance du réacteur Mélusine 156 3
- Contribution du CEA au dépannage du réacteur SL1 après l'accident du 17 octobre 1969 157 3
- Conférence Internationale sur les réacteurs à neutrons rapides (Aix en Provence 2, 3 et 4 septembre 1971) 162
- Le réacteur Franco Allemand à haut flux 165

3. Combustibles Nucléaires

- Etude des phénomènes de déformation et fissuration de gaines d'alliages Zr-Cu dans le CO₂. Relation avec le comportement en service 157 61
- Les simulateurs thermiques d'éléments combustibles 156 13

4. Sécurité

— Sécurité radiologique des installations nucléaires 158

5. Biologie-Médecine

— Activité du LETI en génie biomédical 156 23

6. Réalisations Techniques. Prototypes

- Etude et réalisation d'un capteur de déplacement linéaire 156 39
- Développement d'une instrumentation pour l'étude des transferts de masse et d'énergie entre les volcans et l'atmosphère 156 45
- Analyse en laboratoire et en carrière du comportement des roches sous sollicitations mécaniques par étude de l'émission acoustique 157 35
- Chauffage de l'Argyronète par pompe de chaleur 164 33
- Mécanique et recherche : Les fabrications au CEN Saclay 164 41
- Section des ateliers de prototypes et des techniques avancées 164 55

7. Matériaux

- Fibres de carbone et matériaux composites 155
- La chimie du fluor 161

8. Instrumentation Nucléaire

- N° 42 supplément au B.I.S.T. N° 155
- N° 43 supplément au B.I.S.T. N° 157