

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.

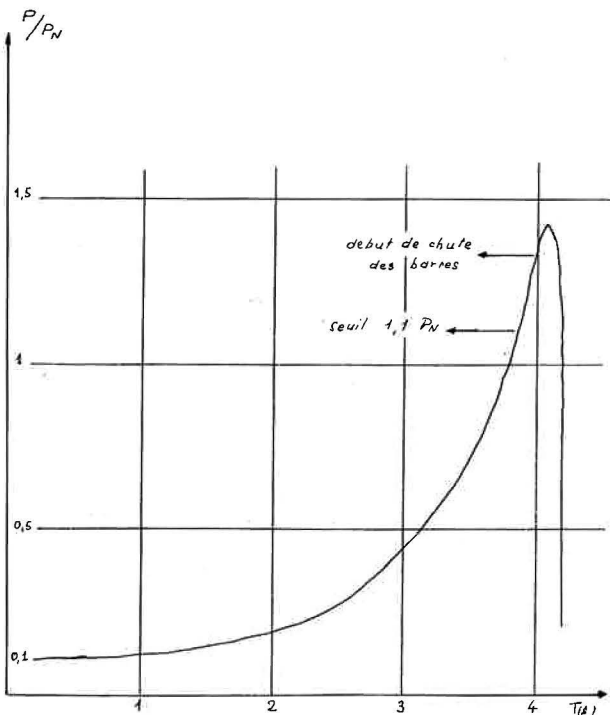


Fig. 1 — Rampe de 200 pcm/s à partir de 0,1 PN

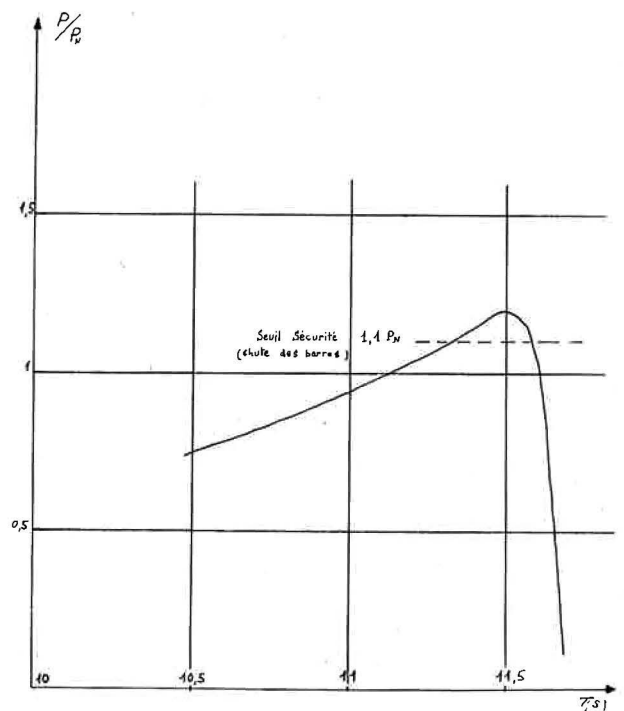


Fig. 2. — Rampe de 50 pcm/s à partir de 0,1 PN

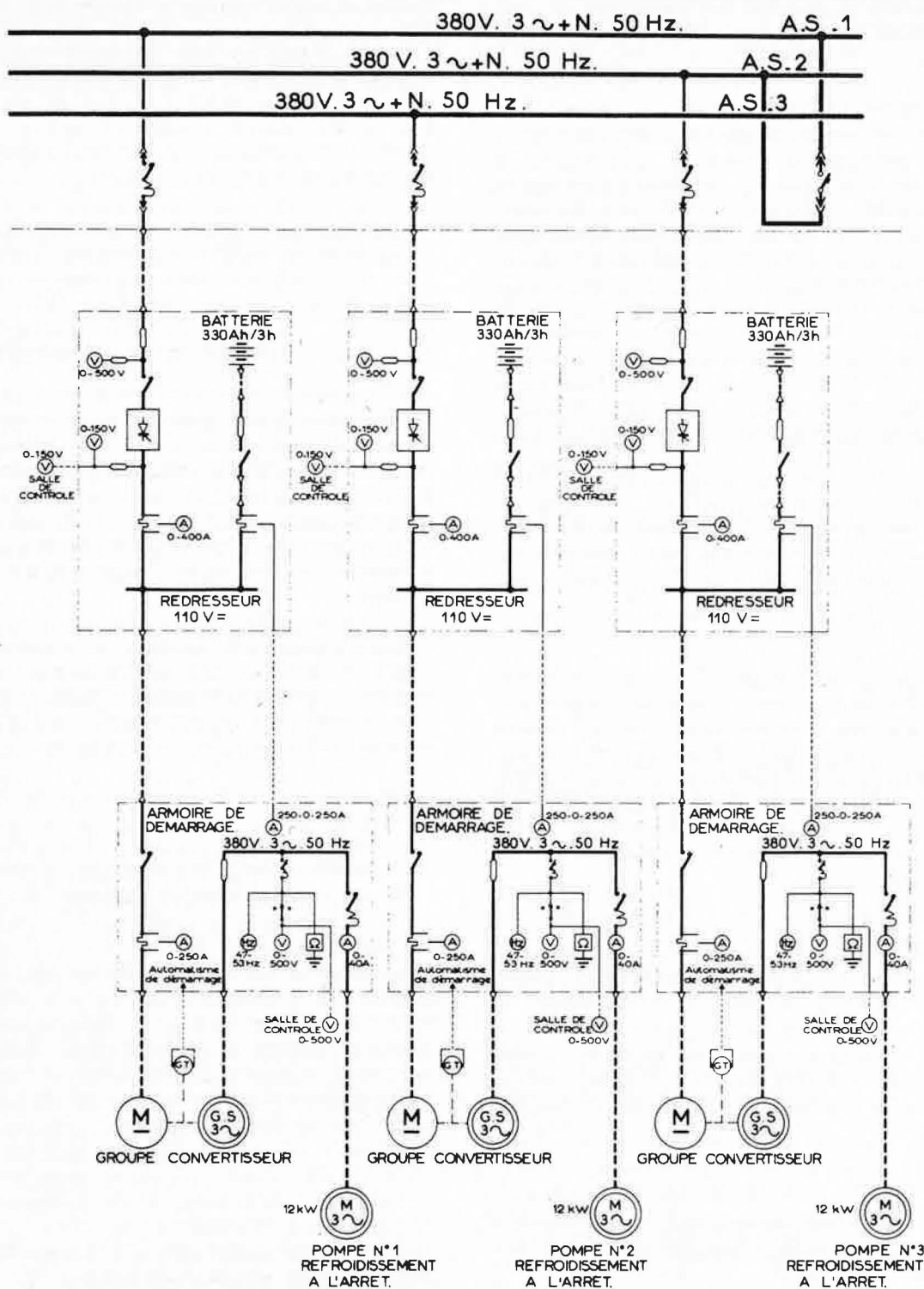


Fig. 3. Alimentation électrique des pompes auxiliaires

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 bromes, 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).

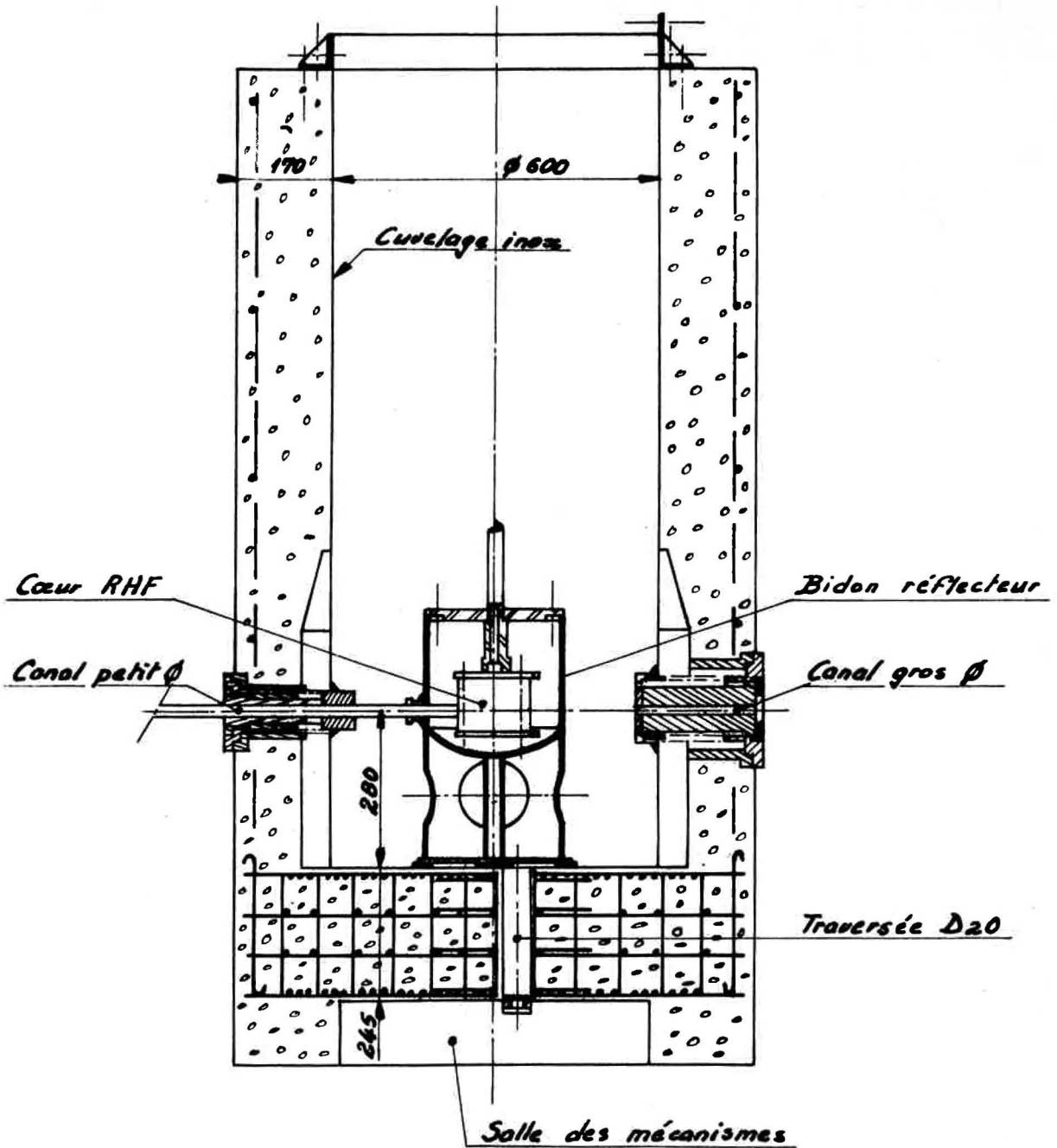
Les calculs basés sur cette méthode montrent que l'allongement maximal permanent du cuvelage au niveau du plan médian du cœur serait de 8,5% .

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 ($Fe_2 O_3$ 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.