

Conception des réacteurs rapides refroidis au sodium

Au cours de la construction et du fonctionnement des dix-neuf réacteurs sodium opérés dans le monde, des choix de conception divers ont été effectués et testés. Certains choix ont été validés et représentent aujourd'hui un quasi-consensus. Par exemple :

- Le choix d'un cœur à forte densité de puissance pour compenser les faibles sections efficaces associées aux neutrons rapides. Cette recherche de la densité conduit à une géométrie de cœur avec des **assemblages combustibles*** hexagonaux ;
- ces assemblages sont formés de grappes d'aiguilles combustibles espacées par un fil hélicoïdal, au sein du **tube hexagonal*** (TH) ;
- les assemblages sont alimentés au pied par le sommier supportant le cœur, avec un débit de sodium adapté à chaque assemblage ;
- le choix du sodium pour la boucle secondaire a été conforté dans toutes les études et projets récents ;
- le choix d'un réacteur « intégré », où pompes et échangeurs sont dans la cuve principale, autour du cœur, semble être la solution retenue pour tous les nouveaux projets en cours. Les réacteurs à boucles utilisés pour certains prototypes comme RAPSODIE et, ensuite, pour des réacteurs de plus

forte puissance comme SNR 300 ou MONJU, ont montré un certain nombre de limites ;

- le choix d'une cuve principale pendue et refroidie par une circulation dérivée de sodium froid semble *a priori* une solution de référence.

Par contre, de nombreux éléments restent ouverts et sujets à discussion. Par exemple :

- Dans le choix du combustible, chacun des quatre types de combustible possibles : oxyde, carbure, métallique et nitrure, présente des avantages et des inconvénients, et les quatre combustibles restent en course suivant les paramètres des projets, relatifs aux demandes de sûreté, aux possibilités de retraitement, de fabrication, voire de surgénération ;
- dans la recherche de minimisation de l'effet de vidange, de nouvelles possibilités sont développées dans la conception des cœurs de forte puissance ;
- le choix d'une cuve de sécurité pendue (PX, SPX1, etc.) ou posée (par exemple dans la filière russe) restent ouverts ;
- l'organisation du circuit primaire et de la séparation entre les collecteurs chaud et froid est variable ;
- plusieurs types de sommier et de platelage en partie basse, ou de dalles en partie haute sont proposés ;

- pour le système de manutention du combustible, l'abandon du barillet sodium semble être de règle pour tous les nouveaux projets en cours, pour des raisons d'économie, ce qui conduit au développement de nouvelles solutions.

En fait, l'évolution des critères de sûreté pour les réacteurs de quatrième génération est un élément clé pour la conception des futurs RNR sodium. Ces nouvelles règles, en particulier celles portant sur la prévention et la mitigation des accidents graves pourraient conduire, dans les années à venir, à des choix de conception nouveaux et déterminants.

Principes généraux de conception

Un réacteur nucléaire (fig. 24) comporte un **cœur***, siège des réactions nucléaires, un dispositif d'évacuation de la chaleur produite dans le cœur, et un système de conversion d'énergie, destiné à transformer la chaleur produite en électricité. La conception de cet ensemble est complexe, car tous les choix rétroagissent sur ces trois éléments. Le choix le plus structurant est probablement celui du fluide **caloporteur***. La conception du cœur fait l'objet du chapitre suivant ; on traite ici de l'architecture globale du réacteur.

Si l'on suppose que le cœur du réacteur est défini, avec ses caractéristiques propres, de puissance, débit, perte de charge, etc., il faut organiser le transfert de cette énergie jusqu'au fluide qui fera tourner la turbine, avant de se condenser ou de se refroidir au point froid, où se bouclera le cycle de Carnot.

Un circuit secondaire en sodium

Tout d'abord, l'ensemble des RNR-Na construits ou en construction ont un circuit dit « intermédiaire » (ou encore, « secondaire ») entre le circuit primaire et le circuit de la turbine (fig. 25), et ce pour deux raisons principales :

1. L'eau du circuit de la turbine réagissant avec le sodium, il faut empêcher par conception que cette réaction puisse s'opérer dans le circuit primaire, car cela aurait des conséquences inacceptables pour la sûreté du cœur ;
2. en raison du risque de réaction du sodium avec l'eau, mais aussi du risque de feu de sodium, en cas de fuite de tuyauterie, il est nécessaire que le sodium qui réagit soit non radioactif pour ne pas combiner un risque chimique avec un risque de rejets radioactifs. C'est donc un principe de conception des RNR-Na d'avoir un circuit intermédiaire de sodium non radioactif.

Une réflexion intense, périodique, s'est avérée nécessaire afin de trouver un fluide pour le circuit « secondaire », autre que le sodium, et assurer cette fonction de transfert de puissance, tout en évitant les problèmes de réactivité avec l'eau. Les paramètres physiques recherchés sont :

- Un corps bon conducteur de la chaleur et liquide *a minima* dans la plage de fonctionnement, et ce, avec des marges vis-à-vis de la solidification et de la vaporisation ;

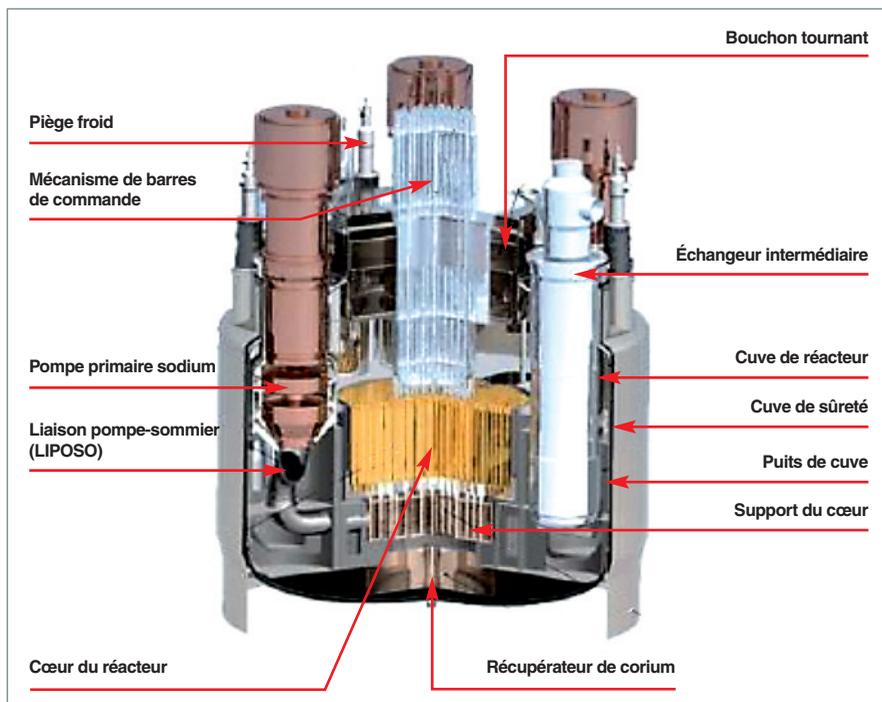


Fig. 24. Vue en coupe du projet de réacteur russe BN 1200.

- un produit « industriel », c'est-à-dire accessible en coût et en volume ;
- un produit qui ne réagit pas ou peu avec l'eau ou le sodium primaire ;
- un produit dont les fuites dans le circuit « primaire » ou dans le circuit eau sont gérables,
- un produit qui ne corrode pas les matériaux retenus.

La dernière revue des fluides candidats alternatifs au sodium a été réalisée entre 2007 et 2009 et a fait l'objet d'un rapport faisant ressortir le plomb ou l'eutectique plomb bismuth, qui permet d'abaisser le point de fusion. Une analyse plus poussée montre cependant que les inconvénients de cette solution sont largement supérieurs aux avantages recherchés. En particulier, la chimie du plomb est extrêmement com-

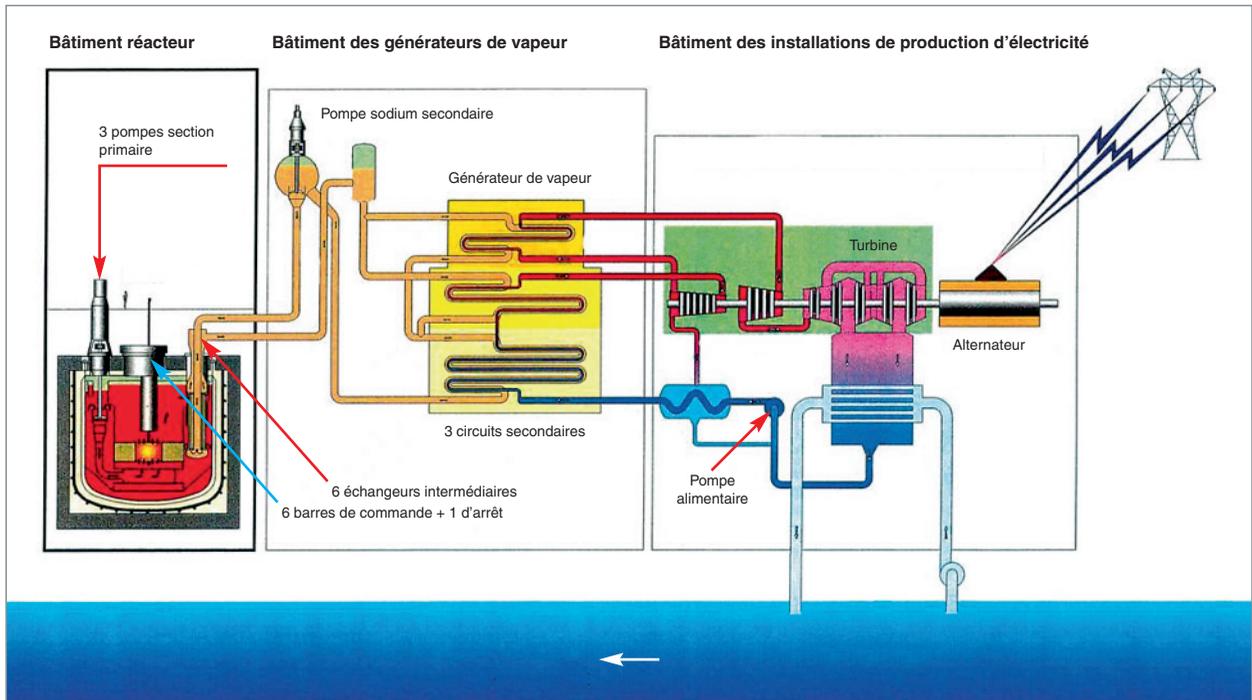


Fig. 25. Les réacteurs refroidis au sodium ont, en général, trois circuits, dits « primaire », « intermédiaire » (ou « secondaire ») et eau/vapeur.

plexe, et les problèmes de corrosion des matériaux ne sont pas résolus dans cette gamme de température. Sans compter qu'une fuite de plomb dans le circuit « primaire » entraînerait des difficultés importantes.

En conclusion c'est toujours le sodium qui reste, en 2014, le meilleur candidat pour les circuits « secondaires ».

Réacteur intégré ou à boucles ?...

Deux grandes options sont envisageables pour l'organisation de la circulation du caloporteur primaire dans un réacteur rapide à sodium : le concept « intégré » et le concept « à boucles » (fig. 26) :

- Dans le concept du circuit primaire intégré, l'ensemble du sodium primaire est contenu à l'intérieur de la cuve princi-

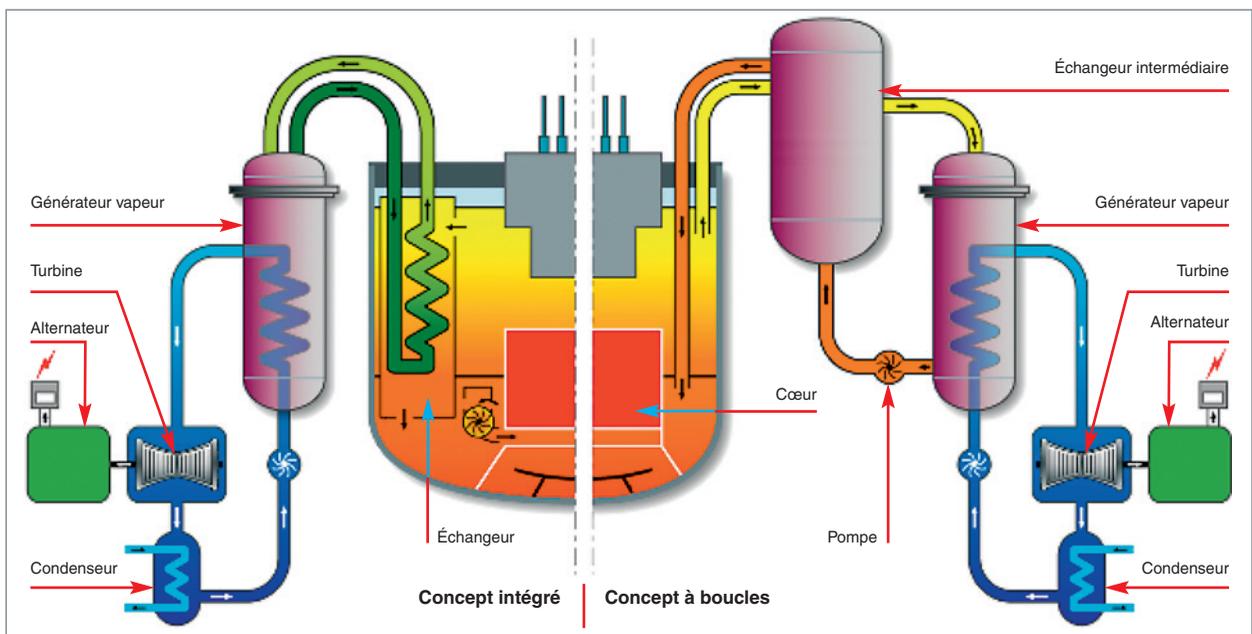


Fig. 26. Schéma de principe de chaudière intégrée / à boucles.

pale dans laquelle sont plongés, à travers la dalle de fermeture de cette cuve, les pompes primaires (PP) et les échangeurs intermédiaires (EI). C'est le concept retenu pour PHÉNIX, SUPERPHÉNIX, les réacteurs russes BN 600 et BN 350, et les deux réacteurs de puissance aujourd'hui en construction BN 800 et PFBR.

- Dans le concept du circuit primaire à boucles, les pompes primaires et les échangeurs intermédiaires sont placés à l'extérieur de la cuve primaire du réacteur, qui ne contient plus que le cœur, et lui sont reliés par des tuyauteries primaires. C'était le concept du réacteur allemand KNK ou de MONJU, au Japon. Le REX sur ces réacteurs est donc quasi nul pour des réacteurs de puissance. C'était plutôt un concept adapté aux petits réacteurs expérimentaux comme RAPSODIE.

Les principaux avantages du réacteur intégré sont :

- Une seule cuve contenant l'ensemble du sodium primaire, ce qui favorisera la radioprotection en exploitation et donne au réacteur une grande inertie thermique en fonctionnement ;
- un chemin hydraulique simplifié en convection naturelle par rapport au concept à boucles pour lequel la convection naturelle dans les assemblages nécessite la circulation dans les boucles ;
- un risque beaucoup plus faible de fuites de sodium primaire, puisqu'il n'y a aucune circulation en dehors de la cuve et que la pression dans cette cuve n'est pas suffisante pour provoquer une éjection par un tube plongeant (incident survenu sur RAPSODIE) ;
- un REX important sur plusieurs réacteurs.

Les avantages potentiels du réacteur à boucles sont faibles :

- Une justification plus aisée de la tenue au séisme de la cuve, qui est plus petite. Par contre, les composants sont aussi dans des cuves, et il faut justifier la tenue au séisme de toutes ces cuves reliées par de grosses tuyauteries ;

- une moindre activation du circuit intermédiaire, mais cela est gérable dans l'option intégrée, grâce à une optimisation des protections neutroniques ;

- une certaine flexibilité théorique pour aller vers des concepts sans circuit intermédiaire et pour tester différents systèmes de conversion d'énergie évolutifs dans le temps.

En revanche, un certain nombre de difficultés sont liées au concept à boucles :

- Les critères de conception des tuyauteries et des piquages associée à un niveau de pressurisation acceptable pouvant conduire à une augmentation du nombre de boucles ou une limitation de la puissance du réacteur ;

- les problèmes de sûreté difficiles (rupture guillotine des tuyauteries, risque de dénoyage ou d'entraînement de gaz, inspection des tuyauteries primaires et de la double enveloppe, architecture des circuits d'évacuation de la puissance résiduelle et amorçage de la convection naturelle, etc.).

En terme de bilan, le concept de réacteur nucléaire rapide refroidi au sodium de type intégré semble le concept le plus prometteur dans l'état actuel de nos connaissances et de notre référentiel européen en matière de conception et de sûreté.

L'organisation du circuit primaire : collecteur chaud /collecteur froid

Pour un réacteur intégré, il faut définir l'organisation dans la cuve principale du collecteur chaud qui reçoit le sodium en sortie du cœur et du collecteur froid qui récupère le sodium froid, à la sortie de l'échangeur.

Cinq solutions existent (fig. 27) :

- **Réacteur intégré à redan conique.** C'est la solution retenue sur PHÉNIX, SUPERPHÉNIX, et sur les deux réacteurs de puissance actuellement en construction.

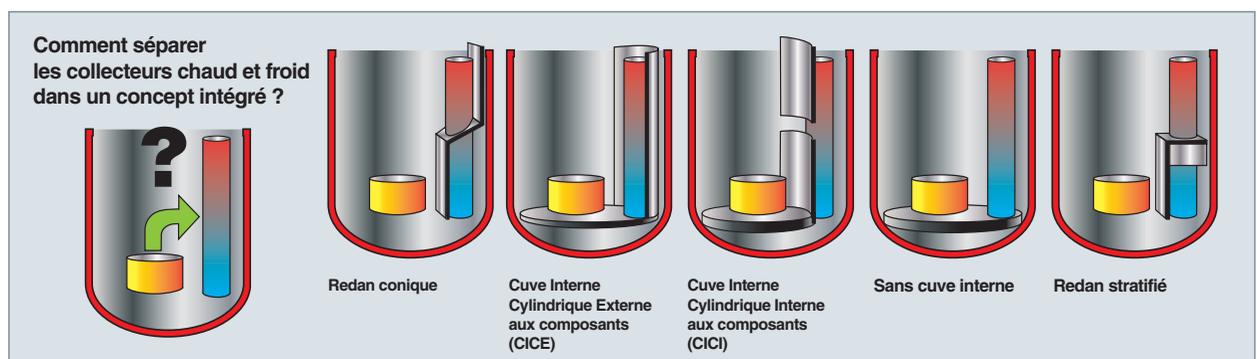


Fig. 27. Séparation des collecteurs chaud et froid dans un concept intégré.

- **Réacteur intégré à Cuve Interne Cylindrique Interne aux composants (CICI)**, dont les motivations sont l'amélioration de l'accessibilité des structures en fond de cuve et la protection des systèmes d'évacuation de puissance résiduelle (EPuR) et confinement primaire en cas d'Accident de Dimensionnement du Confinement (ADC).
- **Réacteur intégré à Cuve Interne Cylindrique Externe aux composants (CICE)**, dont les motivations sont la simplification de la conception de la chaudière et un meilleur accès aux internes pour l'ISIR.
- **Réacteur intégré à redan stratifié**, dont les motivations sont la compacité de la cuve principale, la diminution de la masse d'acier et l'amélioration du chemin hydraulique pour la convection naturelle, donc favorable vis-à-vis de son amorçage en situation accidentelle.
- **Réacteur intégré sans cuve interne et sommier platelage intégrés (SPI) à plaques épaisses**, dont les motivations sont la simplification poussée des internes de cuve, en vue d'optimiser le plus possible les possibilités d'inspection.

Les principaux critères de choix vont être :

- Le REX disponible pour les différentes solutions ;
- le chargement thermomécanique des structures ;
- l'inspectabilité des structures internes ;
- la minimisation des structures nécessaires.

Actuellement, les options sans cuve interne et redan stratifié, très simplificatrices, conduisent à un réel questionnement sur les chargements thermomécaniques et ne peuvent être retenues dans l'état de nos connaissances.

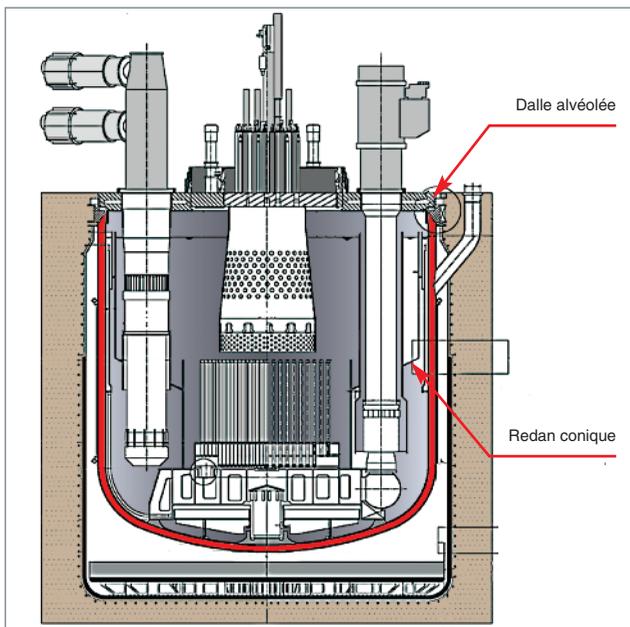


Fig. 28. Exemple de réacteur à redan conique.

Pour les trois premières solutions, les avantages potentiels des deux solutions à cuve interne cylindrique restent faibles par rapport au redan conique qui dispose d'un REX important, et les cuves internes cylindriques posent des problèmes de dimensionnement importants pouvant conduire *in fine* à une complexification de la conception.

L'option privilégiée actuellement est donc celle du redan conique (fig. 28).

Sommier et platelage

L'alimentation des assemblages du cœur en sodium se fait au travers d'une capacité où les tuyauteries arrivant des pompes primaires maintiennent une pression de quelques bars : c'est le **sommier***.

L'ensemble sommier + cœur doit être supporté par une structure appelée « platelage ».

On peut alors imaginer plusieurs possibilités (fig. 29-31).

Pour **PHÉNIX***, **SUPERPHÉNIX***, puis les études **EFR*** (projet *European Fast Reactor*), le sommier était posé sur le **platelage***. On peut aussi imaginer de simplifier cette structure en intégrant le sommier et le platelage dans une structure unique.

Plusieurs versions peuvent alors être proposées, les critères finals de choix étant essentiellement l'inspectabilité et la faisabilité industrielle.

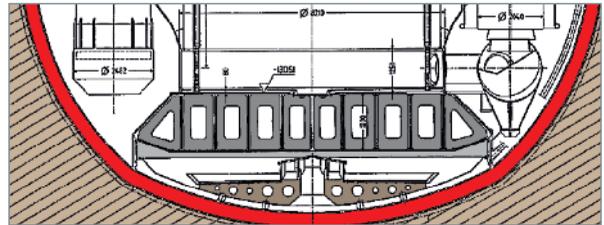


Fig. 29. Supportage de cœur du projet EFR.

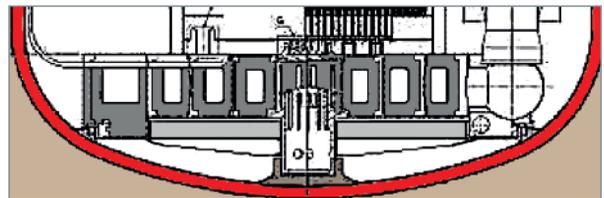


Fig. 30. Exemple de simplification des structures.

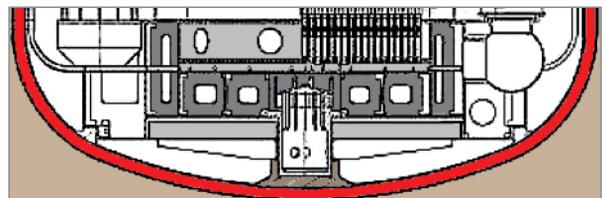


Fig. 31. Exemple de Sommier Platelage Intégré.

À noter aussi que la démonstration de sûreté impose que ce supportage du cœur ne puisse pas connaître de défaillance. La fixation du supportage du cœur à la cuve doit être particulièrement robuste et inspectable. Ainsi, sur PHÉNIX, une inspection par ultrasons de la virole de supportage du cœur a été réalisée en 1999.

Organisation des cuves : refroidies ? Posées ? Pendues ? Refroidissement / protection de la cuve principale

La cuve principale doit assurer les rôles suivants :

- Le supportage, le positionnement du cœur et des structures internes du bloc réacteur.

Elle transmet à la **dalle*** du réacteur, à laquelle elle est suspendue, les charges de l'ensemble des structures internes du bloc réacteur, du sodium, du cœur et de la pression du gaz de couverture du sodium. Le maintien de l'accrochage de la dalle doit être assuré, ainsi que celui du supportage et du positionnement des structures internes pour toutes les situations de fonctionnement ;

- Le confinement des fluides primaires actifs (sodium et argon).

La conception d'un circuit primaire intégré confie à la cuve principale le rôle de contenir la totalité du sodium primaire assurant le refroidissement du cœur. La cuve principale participe, avec la fermeture supérieure (dalle ou toit, bouchons tournants, **bouchon couvercle cœur*** et composants les traversant) au confinement du gaz de couverture du sodium. Elle constitue ainsi la seconde **barrière de confinement*** entourant le combustible.

Cette cuve principale doit présenter, pendant toute la durée de vie du réacteur, une résistance suffisante aux contraintes auxquelles elle est soumise, et en particulier, se trouver dans des conditions d'absence de fluage significatif. Il est donc

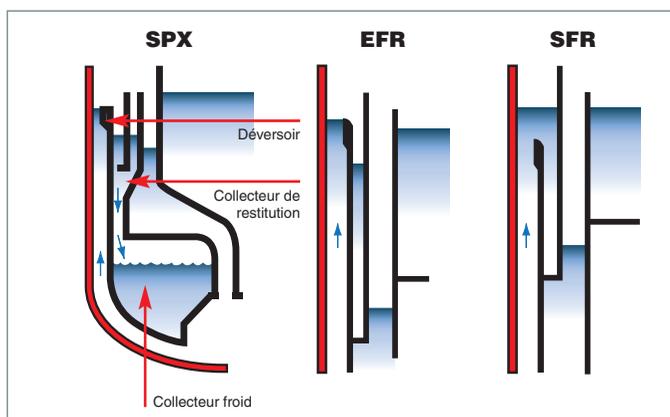


Fig. 32. Exemples de refroidissement de la cuve principale par déversoir.

indispensable de limiter les évolutions de température susceptibles de créer des contraintes inadmissibles. Dans ce but, il faut éviter les cyclages thermiques le long de la cuve, liée aux variations de niveau sodium et d'une façon générale, toutes les variations brutales de température.

La solution retenue sur PHÉNIX, SUPERPHÉNIX et EFR repose sur un circuit de refroidissement de la cuve principale, circuit alimenté en sodium froid prélevé en amont du cœur (fig. 32). On notera que la solution de protection de la cuve principale par un calorifuge immergé en sodium est régulièrement évoquée et régulièrement rejetée, non seulement par manque de REX, mais à cause de difficultés de réponse aux problèmes de sûreté (mode de fixation, conséquence de la perte de panneaux, inspectabilité, maintenance, intégrité dans le temps, etc.).

La cuve de sécurité, entourant la cuve principale, a pour fonction, en cas de fuite de sodium de la cuve principale, de confiner cette dernière, en empêchant le dénoyage du cœur pour maintenir les possibilités de refroidissement par convection naturelle. Plusieurs options sont alors possibles :

• Cuve posée

C'est l'option retenue sur les réacteurs russes. Un soufflet entre la dalle et la cuve reprend alors les dilatations différentielles ;

• cuve pendue

C'est l'option de PHÉNIX et SUPERPHÉNIX. C'est la dalle qui reprend alors le poids de cette cuve de sécurité ;

• cuve ancrée au puits de cuve

Cette conception particulière (fig. 33) permet d'utiliser le coffrage intérieur du puits de cuve comme cuve de rétention, en cas de fuite de la cuve principale ; le béton est protégé d'échauffements trop importants par un circuit de refroidissement noyé ; une couche de béton réfractaire, chimique-

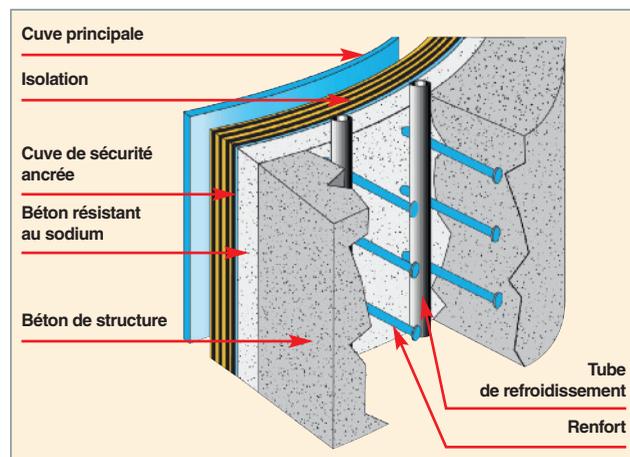


Fig. 33. Schéma de principe d'une cuve de sécurité ancrée au puits de cuve (EFR).

ment inerte au sodium (BIS) et située en arrière du coffrage, permet de parer au cas hypothétique d'une fissure à travers le coffrage, en présence d'une fuite de la cuve principale ;

La dalle

Les dalles PHÉNIX et SUPERPHÉNIX étaient constituées par une structure mécano soudée remplie de béton qui assure une protection biologique. Leur semelle inférieure était maintenue froide (60 °C) par un circuit de refroidissement en eau. La dalle du projet EFR est « tiède » (semelle inférieure à 120 °C) pour limiter les dépôts d'aérosols sur les fermetures supérieures. Dans la version finale du projet EFR 98, la dalle est métallique : acier (16 MND5), épaisseur 850 mm, ce qui présente de nombreux avantages, en particulier en termes de sûreté et de robustesse du confinement.

Des aménagements sont certainement à prévoir pour assurer la faisabilité industrielle de cette dalle.

L'organisation du circuit secondaire

Le circuit secondaire doit comprendre, à la sortie de l'échangeur intermédiaire, une tuyauterie amenant le sodium au **générateur de vapeur*** (GV), puis, à la sortie de ce composant, une tuyauterie complexe amenant le sodium froid à la pompe secondaire qui le renvoie à l'entrée des échangeurs.

Dans les années 80, un travail d'optimisation avait été fait pour supprimer le réservoir d'expansion de la pompe secondaire utilisé sur PHÉNIX et SUPERPHÉNIX. Les fonctions de ce réservoir étaient reprises par le GV, d'où le nom du concept : REGAIN. Cela, outre le gain du réservoir, permettait une simplification des lignes importantes.

C'est ce concept qui a été retenu pour EFR et qui demeure actuellement le mieux adapté.

Les améliorations possibles semblent essentiellement concerner : l'utilisation d'une **pompe électromagnétique***, en remplacement de la pompe mécanique, et le recours à des matériaux à faible dilatation qui simplifierait encore les lignes.

Et l'évacuation de la puissance résiduelle ?...

Sur PHÉNIX, en cas de perte des trois circuits secondaires, l'évacuation de la **puissance résiduelle*** pouvait s'effectuer par rayonnement de la cuve principale, vers le puits de cuve refroidi par des circuits d'eau.

Sur SUPERPHÉNIX, ce n'était plus possible pour la totalité de la puissance résiduelle, car la surface d'émission était insuffisante. Des circuits dédiés, plongeant dans le sodium primaire, permettaient d'évacuer la puissance au travers d'échangeurs sodium/air.

C'est le type d'option qui est repris sur les projets actuels de réacteurs de puissance, à l'étude ou en construction.

Et si on remplaçait l'eau par le gaz ?...

Même si les réactions sodium-eau, dans les générateurs de vapeur, sont des situations actuellement maîtrisées, les nouvelles règles de sécurité rendent difficile la cohabitation dans un même bâtiment de grandes quantités d'eau et de sodium.

Des études ont alors été engagées pour remplacer l'eau par un gaz inerte. Deux solutions sont actuellement étudiées. Une solution où un circuit hélium transfère l'énergie vers un bâtiment dans lequel se trouve une turbine à vapeur classique. Et une solution encore plus innovante où l'azote chauffé par le sodium, alimente directement une turbine à gaz (fig. 34).

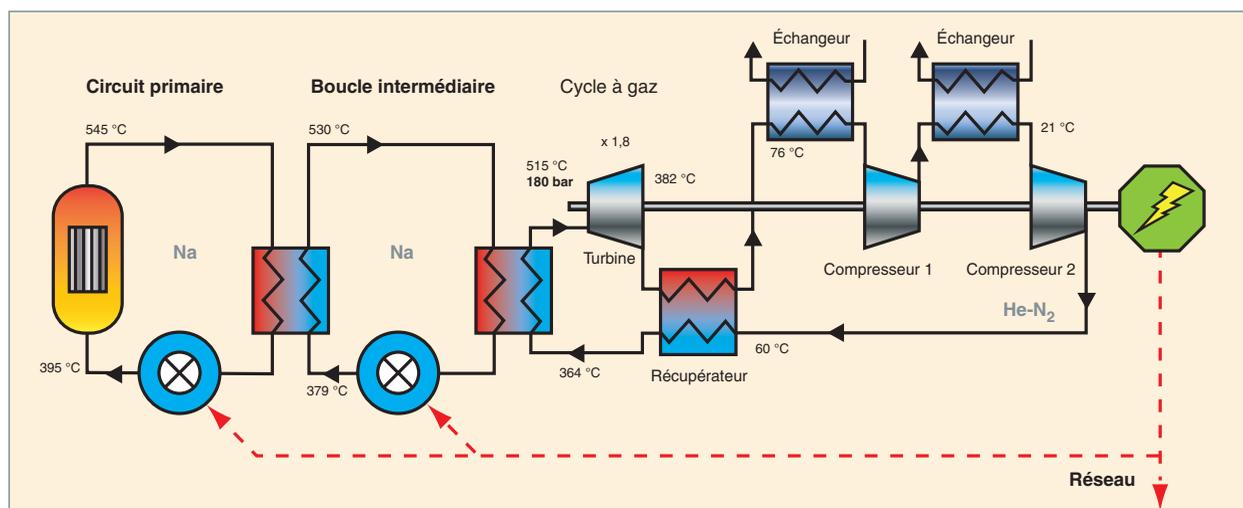


Fig. 34. Schéma de principe d'un système de conversion d'énergie utilisant du gaz azote.



Fig. 35. La salle de commande de la maintenance sur le réacteur PHÉNIX.

La manutention des assemblages combustibles

La manutention des assemblages combustibles est plus complexe dans un RNR sodium que dans un réacteur à eau, car aucune ouverture n'est possible, et celle-ci doit s'effectuer en aveugle. C'est un élément important en termes de surcoût d'investissement, par rapport à un réacteur à eau (fig. 35).

Le système utilisé sur PHÉNIX : **bouchon tournant***, **grap-pin***, **rampe***, **sas*** permettant l'arrivée dans un barillet sodium de stockage, a eu un excellent comportement et a largement fait ses preuves. Il a été reconduit sur SUPERPHÉNIX, mais les problèmes liés au barillet ont, par la suite, rendu nécessaire le fait d'effectuer désormais toute manipulation sous gaz neutre.

C'est un choix qui a été repris sur le projet indien en construction PFBR et sur le projet BN 1200, car cela minimise l'investissement initial du système de manutention. Le REX de fonctionnement de cette manutention en gaz sera donc très intéressant.

De nombreuses autres possibilités existent, comme l'utilisation de hottes, de bras pantographes, etc. Elles présentent souvent l'inconvénient d'un retour d'expérience limité, voire inexistant.

La mitigation des accidents graves

Dans ce domaine, l'évolution des règles de sûreté est importante.

Un réacteur comme PHÉNIX n'était pas dimensionné pour un accident grave de fusion du cœur.

Sur SUPERPHÉNIX, un **récupérateur*** de débris de corium était situé sous le platelage. Ce dispositif a été repris sur EFR, ou actuellement sur le projet BN 1200.

Pour les réacteurs de quatrième génération, une large réflexion est en cours qui concerne l'aménagement de la cuve de sécurité ou le puits de cuve, afin de permettre la rétention longue durée d'un cœur fondu complet.

Quelle puissance ?...

Le choix de la puissance du réacteur obéit à une logique économique identique à celle des réacteurs à eau. La recherche d'un prix au kWh le plus faible possible conduit actuellement la plupart des projets à aller vers les grandes puissances, de la même façon que les REP.

En effet, un réacteur plus petit demande un investissement plus faible, mais produira une électricité plus chère. Ce choix peut aussi dépendre de la demande : pour des régions isolées ou peu consommatrices, des petits réacteurs sont préférables. Enfin, les petits réacteurs présentent des possibilités supérieures de normalisation industrielle et de fabrication en série.

De plus, les petits réacteurs ont des avantages en terme de sûreté : on notera, sur les RNR sodium, des effets de seuil intéressants.

- Le premier, aux environs de 200 MWe, pour l'évacuation de la puissance résiduelle qui peut s'effectuer alors par simple rayonnement de la cuve principale, dans son puits de cuve ;
- un second, aux environ de 100 MWe, où la situation du cœur est particulièrement robuste en terme de sûreté : on se souvient de l'essai fin de vie de RAPSODIE, où l'on avait, en partant du régime nominal, simultanément stoppé les pompes primaires et empêché la chute de toutes les barres de commande. L'échauffement du cœur et les dilatations correspondantes avaient alors suffi pour stopper le réacteur, sans montée notable en température du sodium et, en particulier, sans risque d'ébullition.
- Enfin, les petits réacteurs ont un coefficient de réactivité négatif en ce qui concerne la vidange sodium.

Un autre élément intéressant dans le choix d'un RNR, par rapport à un petit réacteur, est la possibilité de cœur avec de longues durée de fonctionnement car, brûlant le plutonium qu'il crée. Lorsque l'équipe de Terra Power (le réacteur de Bill Gates) a commencé ses études, elle partait sur un « réacteur cigare », qui créait son plutonium et le brûlait ensuite, pour ne plus avoir de retraitement, de prolifération, de manutention, etc. Dans la pratique, et après évolution du projet, elle est finalement arrivée à un RNR sodium assez classique, à la diffé-

rence près que le cœur est conçu au départ pour une très longue durée de fonctionnement, de l'ordre d'une trentaine d'années. D'autres projets américains de petits réacteurs ont repris ces concepts de cœur unique longue durée (voir paragraphe sur les nouveaux projets, *infra*, p. 179). Cela conduit, par ailleurs, à des recherches sur des matériaux de gaine pouvant supporter les fluences correspondantes.

Réacteur breeder ou burner ?

Les RNR présentent une grande flexibilité pour la gestion des matières et, en particulier, celle du plutonium. On peut partir du même concept, mais en jouant sur les **couvertures*** et sur la répartition des matières **fertiles***, et ainsi choisir d'opérer :

- Soit en mode iso-générateur : on produit autant de matière fissile (plutonium) qu'on en consomme ;
- soit en mode **surgénérateur*** (*breeder*) : on produit plus de matière fissile qu'on en consomme. On parle alors d'un « temps de doublement » qui sera le temps nécessaire pour doubler la quantité initiale de plutonium. Le plutonium obtenu permet alors d'amorcer périodiquement de nouveaux réacteurs et de créer ainsi un parc de réacteurs opérationnels. Cette surgénération s'obtient en disposant en périphérie du cœur des couvertures d'uranium appauvri, dites « couvertures fertiles » qui permettront, après retraitement, d'avoir un taux de surgénération global, supérieur à 1.(1,16 sur PHÉNIX) ;
- soit en mode **sous-générateur*** (*burner*) : si on ne dispose pas dans le cœur, ou autour, de matière fertile, on consommera davantage de matière fissile que l'on en produira. Cela peut être utilisé dans certaines situations, pour brûler des actinides, pour brûler du plutonium militaire, ou, en fin de vie programmée d'un parc nucléaire, pour faire disparaître des produits qu'il faudrait ensuite stocker. Par exemple, après les accords de désarmement États-Unis/Russie, des assemblages MOX ont été fabriqués et utilisés sur BN 600 pour faire disparaître du plutonium militaire russe.

Cette propriété des RNR leur confère une capacité d'adaptation aux différentes décisions qui peuvent être prises à différentes époques. Le déploiement de réacteurs rapides préserve donc les choix d'orientation ultérieurs.

Des choix largement liés à l'évolution des critères de sûreté

L'évolution de la conception de ces réacteurs de quatrième génération se poursuit, en particulier pour répondre aux nouveaux critères de sûreté.

Certaines options semblent maintenant faire l'objet d'un consensus : réacteur intégré, circuit secondaire en sodium, cuve principale pendue et refroidie, circuit secondaire de type REGAIN.

Mais d'autres options restent ouvertes ; cuve de sécurité posée ou pendue, choix du type de dalle, mode de séparation collecteur chaud et collecteur froid, définition du puits de cuve, en particulier pour prendre en compte la mitigation d'accidents graves, etc. Une option très structurante, encore à l'étude, est la possibilité de remplacement de l'eau par un gaz non réactif avec le sodium.

Joël GUIDEZ,

Direction de l'énergie nucléaire

et François GAUCHÉ,

Direction de l'innovation et du soutien au nucléaire industriel

► Bibliographie

GUIDEZ (J.), *Phénix, le retour d'expérience*, EDP Sciences, 2013.

La conception du cœur d'un RNR

La physique du cœur d'un RNR

Un cœur rapide aura, par définition, une population de neutrons rapides, c'est-à-dire avec des niveaux d'énergie supérieurs à ceux d'un réacteur à eau où les neutrons sont ralentis par l'eau (on dit qu'ils sont « thermalisés* ») [fig. 36].

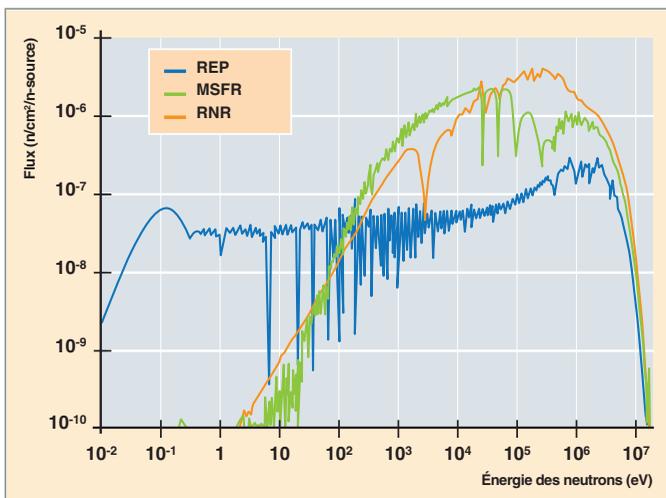


Fig. 36. Spectres comparés de trois types de réacteurs : réacteur à eau sous pression (REP, neutrons thermiques) ; réacteur rapide à sels fondus (MSFR) et réacteur à neutrons rapides à sodium (RNR-Na).

Du fait de ces niveaux d'énergie différents, les probabilités d'interaction entre les neutrons et les noyaux présents (quantifiées à travers des **sections efficaces*** tabulées en énergie) sont beaucoup plus faibles (10 à 100 fois moins) que dans un réacteur à eau sous pression (REP) [tableau 4].

Si l'on considère alors la relation approchée suivante :

$$P_R = E\Phi \sum_i N_i \sigma_i$$

où la puissance du réacteur est exprimée en fonction de l'énergie libérée par fission (E) du **flux neutronique*** (Φ) [tous les deux supposés constants], des sections de fissions (σ) et du nombre de noyaux de l'isotope considéré (N), l'on en déduit que du fait des faibles valeurs de sections efficaces, il va falloir à la fois maximiser la concentration en noyaux fissiles et augmenter, autant que faire se peut, le niveau de flux par rapport à un REP.

La maximisation de concentration en noyaux fissiles va s'effectuer au niveau du choix du combustible. Par exemple, dans le cas de choix d'un MOX, on aura environ 20 % de plutonium dans le combustible.

Quant au flux neutronique, dans ce type de réacteur, il sera de l'ordre de 10^{15} neutrons.cm⁻².s⁻¹ soit un ordre de grandeur au-dessus de celle d'un REP avec une énergie moyenne des neutrons de l'ordre de 400 keV.

La nécessité de maintenir l'inventaire fissile du cœur dans des limites raisonnables oblige à rechercher une densité de puissance extrêmement importante dans un cœur RNR sodium, de l'ordre de 300 MW/m³, soit trois à quatre fois supérieure à celle d'un réacteur à eau.

C'est là que l'utilisation du sodium prend tout son intérêt. Ses grandes qualités de caloporteur lui permettent d'évacuer cette puissance en s'échauffant de 150 °C en moins d'une seconde, dans son passage dans le cœur, et ce, avec un débit raisonnable, sans pressurisation et avec, des marges, par rapport à

Tableau 4

Exemple de valeurs de sections efficaces totales (en barns) pour trois types de réacteurs nucléaires									
Isotope	Réacteur à neutrons lents (REP)			Réacteur à neutrons épithermiques* (REP – MOX)			Réacteurs à neutrons rapides (RNR)		
	σ_f	σ_c	$\alpha = \sigma_c / \sigma$	σ_f	σ_c	$\alpha = \sigma_c / \sigma$	σ_f	σ_c	$\alpha = \sigma_c / \sigma$
U 235	38,8	8,7	0,22	12,6	4,2	0,3	1,98	0,57	0,29
U 238	0,103	0,86	8,3	0,124	0,8	6,5	0,04	0,30	7,50
Pu 238	2,4	27,7	12,0	1,9	8,0	4,2	1,10	0,58	0,53
Pu 239	102,0	58,7	0,6	21,7	12,2	0,6	1,86	0,56	0,30
Pu 240	0,53	210,2	396,6	0,7	24,6	35,1	0,36	0,57	1,60
Pu 241	102,2	40,9	0,4	28,5	9,0	0,3	2,49	0,47	0,19
Pu 242	0,44	28,8	65,5	0,5	12,3	24,6	0,24	0,44	1,80

la crise d'ébullition, beaucoup plus fortes que dans un REP. La plage de température retenue est généralement de l'ordre de 400 °C/550 °C.

On notera également que ce flux neutronique important, avec des énergies supérieures, a des conséquences aussi bien positives que négatives.

Les conséquences positives sont des disponibilités de flux, soit pour créer du plutonium dans des **couvertures*** autour du cœur (mode surgénérateur) soit pour transmuter des **actinides mineurs*** (mode transmutation) (voir *infra*, p. 163-172, le chapitre intitulé : « L'expérience de traitement des combustibles des réacteurs rapides sodium »).

Les conséquences négatives se trouvent au niveau des matériaux. Ces flux vont générer des dommages par déplacement atomique (**dpa***) ce qui oblige à protéger la cuve et les structures internes. Cela conduit aussi à chercher des matériaux pouvant supporter ces dommages, tant pour les gaines de combustible que pour les tubes hexagonaux, contenant ces gaines (voir *infra*, p. 163-172, le chapitre intitulé : « L'expérience de traitement des combustibles des réacteurs rapides sodium »).

Les coefficients de contre-réaction

Pour des raisons de sûreté, un cœur doit être stable, au sens de la physique des réacteurs, et sa conception doit assurer un comportement auto-stabilisant dans toutes ses plages de fonctionnement. Autrement dit, la résultante de l'ensemble des phénomènes physiques mis en jeu (les **contre-réactions***), lors d'un transitoire de fonctionnement normal ou incidentel, doit permettre de retrouver un état d'équilibre satisfaisant, et ce, sans intervention.

On peut regrouper les contre-réactions en trois grandes familles, en fonction de leur origine :

- L'effet **Doppler*** provenant de la variation de température du combustible ;
- les effets liés au sodium (**effet de vidange***) ;
- les effets de variation géométrique de dilatation ou compaction du cœur.

L'effet Doppler

Il est relatif à la variation de l'absorption résonnante des noyaux présents dans le combustible. Comme il est lié à un problème de vitesse relative entre les neutrons et les noyaux résonnants qui présentent une agitation thermique d'autant plus forte que la température du combustible est élevée, cet effet est appelé « effet Doppler ».

Si l'on tient compte, lors de l'interaction neutron-noyau, de la (faible) vitesse du noyau-cible au moment de l'impact, on modifie – très légèrement – la vitesse relative du neutron par rapport au noyau, c'est-à-dire sa vitesse dans le centre de masse. La section efficace, qui est fonction de la vitesse relative, est donc modifiée. Si la section efficace varie lentement, cette modification est minime et sans aucun doute négligeable ; mais si l'on se trouve au voisinage d'un pic de résonance, cette faible modification de la vitesse relative peut conduire à une modification très appréciable de la section efficace. Ainsi, l'effet Doppler conduit à une augmentation de l'absorption résonnante ; en particulier, à une augmentation de la capture résonnante par l'uranium 238 (capture sans fission), donc à une diminution du facteur de multiplication : c'est la raison pour laquelle le coefficient de l'effet Doppler est, en pratique, négatif lors d'une élévation de température. Compte tenu de la distribution des neutrons en fonction de l'énergie (figure 36) la contribution à l'effet Doppler se fait essentiellement dans la zone de 100 eV à 10 keV, avec un pic autour de 1 keV.

Cet effet est donc un effet négatif et stabilisateur.

L'effet de vidange du sodium

L'effet en **réactivité*** lié à la vaporisation du caloporteur sodium ou au passage d'une bulle de gaz, est le résultat de plusieurs composantes antagonistes. Le sodium est légèrement capturant, et il contribue au ralentissement des neutrons au travers de ses réactions de diffusion élastique et inélastique. Sa vidange entraîne donc une directe, mais légère, augmentation de réactivité provoquée par la disparition de sa composante de capture, et un durcissement du spectre neutronique provenant de la réduction du ralentissement. Ce durcissement du spectre cause indirectement des effets importants sur la réactivité par son incidence sur les probabilités d'absorption et de production des autres éléments présents dans le combustible. La diminution du ralentissement accroît également les **fuites de neutrons***, prépondérantes dans les zones périphériques du cœur. Ce dernier effet, appelé, « composante de fuites », tend à diminuer la réactivité. En toute rigueur, la disparition du sodium entraîne également une modification de l'autoprotection des sections efficaces des isotopes lourds en raison de la variation du taux de dilution. Mais l'amplitude de cet effet est négligeable devant la composante spectrale. L'effet en réactivité de la vidange du sodium est donc la résultante des deux effets principaux, composante spectrale et composante de fuite qui sont de signes opposés.

L'effet de vidange est généralement positif au centre du cœur et négatif en périphérie. Par conséquent, plus le cœur est petit et moins l'effet de vidange pose problème. (RAPSODIE ou PHÉNIX). Par contre, pour des cœurs de plus grande taille, les coefficients de vidange globaux deviennent positifs, ce qui pose un problème de sûreté potentiel, car une vaporisation localisée (par exemple, due à un bouchon) pourrait conduire

à une augmentation localisée de puissance, avec des risques de propagation.

Pour des raisons de sûreté intrinsèque, on devra donc concevoir le cœur en tentant de lui garder un coefficient de vidange le plus faible possible. Pour cela, plusieurs solutions peuvent être combinées : modification de la géométrie du cœur pour minimiser le volume de sodium, aplatissement du cœur pour augmenter les **fuites*** (« cœur galette »), disposition de **plenums*** en partie haute (également pour augmenter les fuites), mélange de zones fertiles et fissiles dans le cœur, voire utilisation de combustible nitrure (effet Doppler plus efficace).

Exemple d'une nouvelle conception de cœur : le concept de cœur « Faible effet de Vidange » (CFV) du projet réacteur ASTRID.

Avec comme objectif de rechercher un cœur répondant aux nouvelles exigences dévolues aux systèmes de quatrième génération, les chercheurs du CEA ont proposé une nouvelle conception de cœur réduisant l'effet de vidange sodium à une valeur nulle, voire négative, quelle que soit la puissance installée du réacteur (pour mémoire, dans les conceptions précédentes, seul les petits réacteurs pouvaient posséder cette propriété). Le phénomène physique qui a été amplifié est la composante de fuite, qui a été ramenée au niveau de la composante spectrale en combinant astucieusement des disposi-

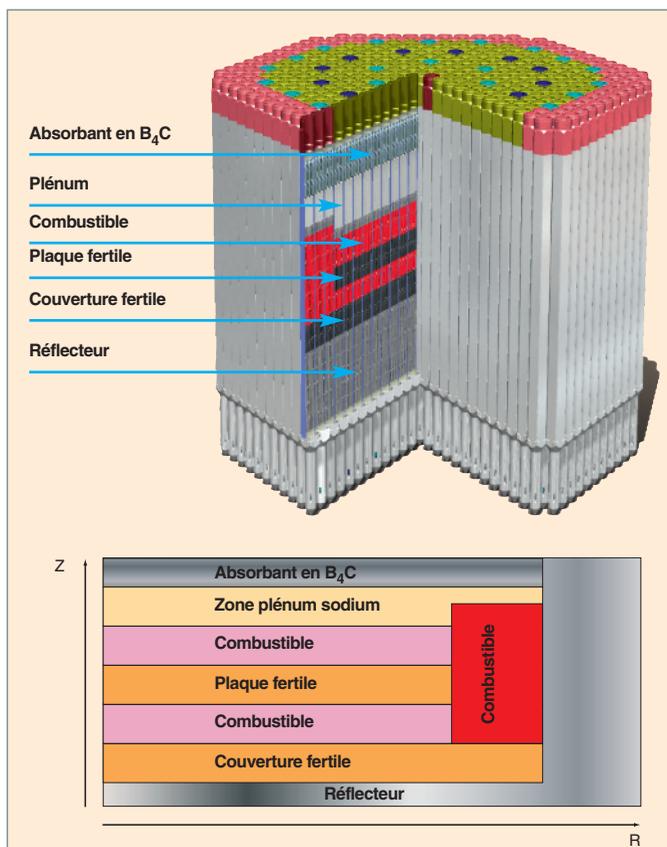


Fig. 37. Représentation en coupe d'un cœur de type « Faible effet de Vidange ».

tions géométriques (plaque fertile, plénum sodium et absorbant, en partie supérieure, configuration en creuset, hauteur centrale de cœur réduite). En y additionnant des options de conception visant à limiter la perte de réactivité en cours de fonctionnement, des choix d'architecture et de surveillance novateurs, les équipes du CEA ont réussi à proposer un design cohérent qui améliore nettement le comportement naturel de ce type de cœur, lors de phases incidentelles ou accidentelles (fig. 37).

Cette conception est actuellement retenue comme référence, en phase d'avant-projet, pour le prototype ASTRID.

Les effets mécaniques de dilatation/compaction du cœur

C'est l'effet qui est le plus efficace sur la réactivité du cœur, car celle-ci est extrêmement sensible aux effets de dilatation du cœur par échauffement. L'écartement correspondant à cette dilatation produit une baisse de puissance qui compense l'échauffement initiateur. C'est principalement pour cette raison qu'un cœur de réacteur rapide est stable vis-à-vis de toute variation de puissance.

Lors des essais fin de vie de RAPSODIE, on avait simultanément coupé le débit des pompes primaires et empêché la chute de toutes les barres de commande. La montée en température du cœur avait alors conduit à une dilatation qui avait suffi à faire chuter la puissance et à limiter cette montée à une valeur acceptable.

Par exemple, sur PHÉNIX, les trois coefficients k , g , h de variation de la réactivité, relatifs aux paramètres température d'entrée cœur, échauffement moyen, et puissance sont négatifs :

$$k = -2,5 \text{ pcm}/^\circ\text{C} ; g = -1,8 \text{ pcm}/^\circ\text{C} \text{ et } h = -0,5 \text{ pcm}/\text{MW}.$$

Par ailleurs, la sensibilité de la réactivité à la géométrie du cœur peut aussi conduire, en cas de mouvement mécanique du cœur, à des variations brutales de réactivité. Les arrêts d'urgence par réactivité négative, observés sur PHÉNIX sont ainsi attribués à un gerbage du cœur vers l'extérieur de quelques millimètres, suivi par un retour en position normale. La cause exacte de ce mouvement est encore controversée.

Une compaction du cœur présenterait, par contre, des risques de variation de réactivité positive et ne saurait être tolérée. Pour cela, les assemblages disposent latéralement de plaquettes qui viennent en contact, dès que la température d'entrée augmente. Cela rend impossible tout compactage du cœur.

En conclusion, les cœurs de réacteurs rapides disposent de coefficients de contre-réaction thermiques efficaces qui rendent leur pilotage aisé. La recherche d'un coefficient de vidange faible ou nul conduit à des contraintes fortes de conception pour les cœurs de gros réacteurs.

Le pilotage d'un cœur de réacteur rapide

Le pilotage d'un cœur de réacteur rapide est donc facilité par l'ensemble des coefficients négatifs de contre-réaction (Doppler et thermiques). Il s'appuie sur l'existence des **neutrons retardés*** sans lesquels le pilotage serait impossible et sur l'existence des **barres de commande*** permettant de compenser la baisse progressive de réactivité.

La proportion de neutrons retardés (ou bêta effectif).

Outre les neutrons prompts, quelques neutrons sont émis de façon retardée, par rapport à la fission. Ils jouent un rôle fondamental dans la cinétique des réacteurs. En effet, leur émission peut être décalée par rapport à la fission d'un laps de temps d'ordre de grandeur compris entre la seconde et la minute, c'est-à-dire très long devant la durée de vie des neutrons prompts qui, elle, est de l'ordre de la microseconde. Il existe une centaine de chaînes de désintégration radioactive conduisant à l'émission de neutrons retardés, tous similaires : une décroissance *bêta*-moins d'un fragment de fission suivie d'une émission neutronique (possible, si le noyau obtenu après la décroissance *bêta* a une énergie d'excitation supérieure à l'énergie de séparation d'un neutron). Le délai entre la fission et l'émission du neutron est dû à la décroissance *bêta*, car l'émission neutronique, si elle se produit ensuite (la désexcitation peut aussi se faire par émission *gamma*), est quasiment instantanée. Exemples :

$^{87}\text{Br} \Rightarrow ^{87}\text{Kr} \Rightarrow ^{86}\text{Kr} + ^1_0\text{n}$ (période *bêta* : 54,5 s)

$^{137}\text{I} \Rightarrow ^{137}\text{Xe} \Rightarrow ^{136}\text{Xe} + ^1_0\text{n}$ (période *bêta* : 21,8 s)

Les neutrons retardés sont émis à une énergie un peu plus faible (0,2 à 0,6 MeV) que les neutrons prompts (2 MeV, en moyenne). Les deux voies conduisant aux retards les plus longs correspondent aux deux exemples précédents. Les autres, une centaine de processus similaires, sont, en pratique, regroupées en quatre autres « pseudo-chaînes » (soit, au total, six groupes de neutrons retardés) dont les caractéristiques sont ajustées à partir de résultats de mesures. Pour un noyau fissile donné, chaque groupe *i* de neutrons retardés est caractérisé par la proportion β_i , des neutrons retardés de ce groupe parmi l'ensemble des neutrons émis par fission (prompts et retardés), exprimée, en pratique, en pcm¹. La proportion totale de neutrons retardés, appelée « **bêta effectif*** », est la somme des β_i , pondérée par l'importance des neutrons. Pour un spectre à neutrons rapides, les valeurs de β_{eff} pour les différents isotopes d'intérêt sont indiquées dans le tableau 5. Classiquement, pour un cœur de réacteur à neutrons rapides à caloporteur sodium, le *bêta* effectif est de l'ordre de 360 pcm. Par comparaison, la proportion de neutrons retardés dans un réacteur à eau est plus importante (de l'ordre de 700 pcm), ce qui rend ce dernier moins « nerveux ».

1. pcm : unité de réactivité (pour cent mille).

Tableau 5.

Valeurs des proportions de neutrons retardés (β effectif) par isotope, pour un spectre neutronique rapide	
Isotopes	β effectif en pcm
U 235	670
U 238	1 680
Pu 239	220
Pu 240	270
Pu 241	490
Pu 242	640
Np 237	440
Am 241	110
Am 243	250
Cm 244	100
Cm 245	130

La perte de réactivité et le contrôle du cœur

La perte de réactivité est due à l'évolution de la composition isotopique du combustible, au cours de l'irradiation en réacteur, et se décompose en deux termes : l'un dû uniquement aux variations de la composition isotopique en noyaux lourds du combustible, l'autre dû uniquement aux produits de fission qui s'accumulent au cours de l'irradiation du combustible et qui capturent les neutrons. Le premier peut être positif ou négatif ; il dépend du **gain de régénération*** du combustible, traduisant la capacité du cœur à produire plus ou moins d'isotopes fissiles que ceux consommés. Le second est toujours négatif, en raison du caractère uniquement capturant des produits de fission.

Les barres de commande assurent le contrôle de la réactivité du cœur. Ces barres assurent une triple fonction :

- De sûreté : assurer une situation sûre à l'arrêt ;
- de pilotage : pour faire varier le niveau de puissance du réacteur ou pour optimiser la distribution de puissance dans le cœur ;
- de compensation : vis-à-vis de la perte de réactivité due à l'évolution isotopique, au cours de l'irradiation, et aux variations de réactivité liées à la montée en température et en puissance.

Elles sont constituées de matières très absorbantes, typiquement du carbure de bore (B_4C), qui capture les neutrons essentiellement à basse énergie.



Fig. 38. Préparation d'une manutention de cœur en maquette sur SUPERPHÉNIX.

L'architecture d'un cœur rapide

Le choix du combustible

Dans la conception d'un tel cœur, l'on s'attache en premier lieu, à maximiser la fraction de noyaux fissiles dans la géométrie de l'assemblage. Pour cela, il est possible de jouer, dans le cas du choix du MOX sur la teneur en plutonium. Cependant, cette dernière doit rester limitée et ne pas dépasser 25 % à 30 %, dans le cas d'un réacteur électrogène, cela afin de conserver une quantité d'U 238 suffisante dans le cœur, utile tout à la fois pour la régénération de matière fissile et pour permettre de conserver un effet Doppler suffisant, assurant ainsi un coefficient de température largement négatif. Dans la pratique, on est aux environs de 20 %. Pour aplatir le flux, on peut avoir des zones avec des enrichissements différents (fig. 38 et 40).

Des combustibles type, carbures, nitrures ou métalliques sont aussi utilisables. (voir *infra*, p. 95-104, le chapitre intitulé : « Le système de conversion d'énergie du RNR-Na »).

Définition de l'assemblage combustible

Afin d'obtenir une densité de matière fissile aussi grande que possible, les concepteurs de RNR-Na ont choisi une géométrie d'assemblage combustible, constituée d'un tube hexagonal dans lequel est inséré un faisceau d'aiguilles,

avec un arrangement en réseau triangulaire. Chaque aiguille renferme les empilements de **pastilles*** d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium ($[U,Pu]O_2$). Un fil hélicoïdal sépare les aiguilles, ce qui permet d'éviter les points chauds par contact, d'augmenter la turbulence des écoulements et, par conséquent, d'améliorer les coefficients d'échange thermique.

Le débit dans chaque assemblage est déterminé par la perte de charge de son « déprimogène », simple ouverture en partie basse d'assemblage. Les assemblages fissiles sont regroupés en plusieurs familles appelées « zones de débit ». Cela permet d'homogénéiser la nappe d'échauffement du cœur.

Avec cette géométrie, la fraction de combustible dans le cœur peut ainsi atteindre plus de 40 %, alors qu'elle est de l'ordre de 30 %, dans le cas d'un REP. Le caloporteur sodium ayant une très bonne conductivité thermique ($70 W.m^{-1}.K^{-1}$), on peut s'autoriser des puissances spécifiques très élevées pouvant potentiellement se situer au-delà $300 MW.m^{-3}$. Ainsi, pour évacuer la puissance délivrée au sein du combustible, le diamètre de la gaine qui contient les pastilles est plus faible que dans des crayons REP. On parle ainsi d'« **aiguilles*** » et non de « **crayons*** » (fig. 39).

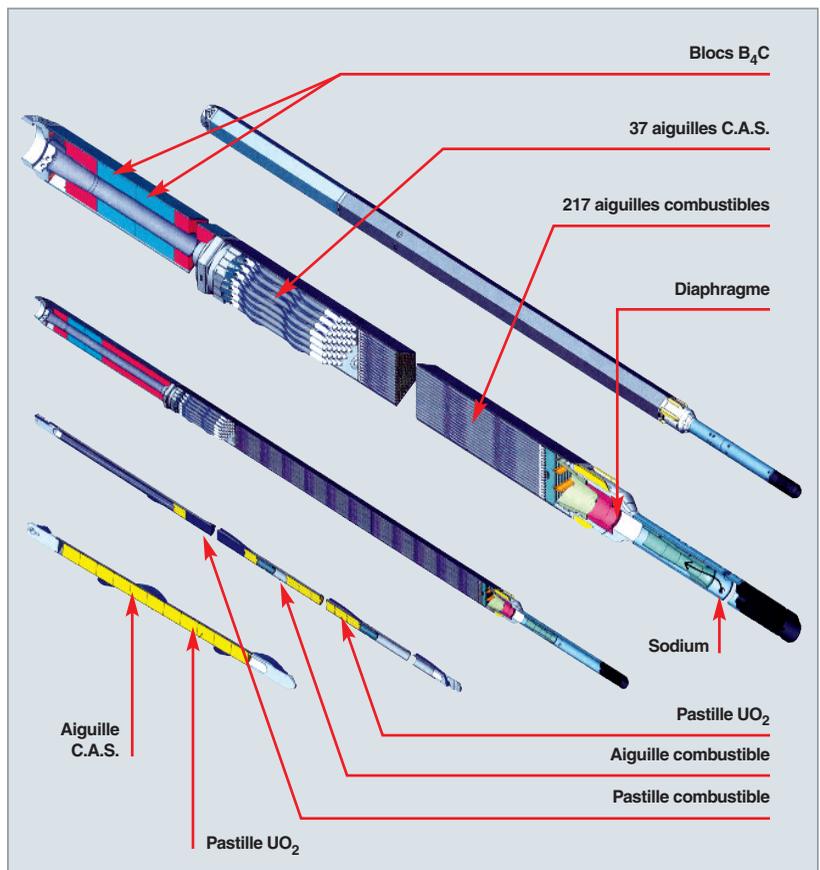


Fig. 39. Gaine et assemblage du réacteur PHÉNIX.

Définition des assemblages fertiles (ou transmutateurs)

En périphérie du cœur fissile, des assemblages fertiles peuvent être disposés en couverture, pour améliorer le taux de surgénération global. Ces assemblages peuvent aussi être refroidis, via le sommier et leur déprimogène adapté. De la même manière, ces zones de flux, peuvent également être utilisées pour transmuter des cibles d'actinides mineurs en mode hétérogène.

Protections neutroniques latérales et stockages internes

Au-delà de la zone fissile, des protections neutroniques sont nécessaires pour diminuer les flux sur la cuve du réacteur, sur les structures et sur le sodium secondaire passant dans les échangeurs. Au sein de cette zone, des stockages internes sont nécessaires, soit pour stocker des éléments combustibles ruptés, soit pour laisser refroidir, pendant un cycle ou davantage, des assemblages usés, avant de les évacuer lors d'un arrêt de cycle.

Bilan de l'architecture globale d'un cœur rapide.

On arrive alors à une architecture globale de cœur de réacteur, du type de celle de la figure 40. Un exemple de ce type de conception est le réacteur indien PFBR, en construction à Kalpakkam (fig. 41).

En conclusion, les cœurs de tous les réacteurs rapides sodium aujourd'hui en fonctionnement ou en projet présentent de

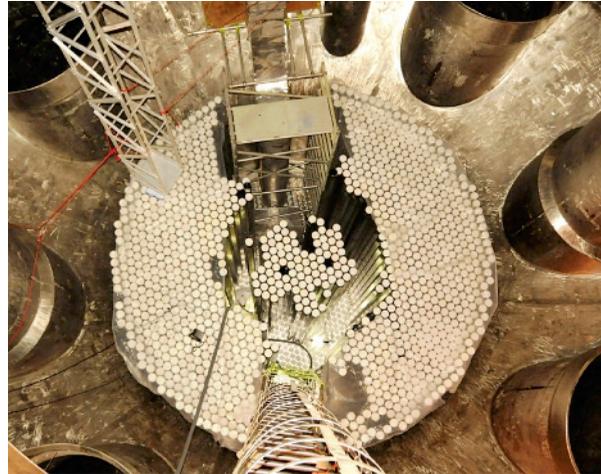


Fig. 41. Le cœur du réacteur indien PFBR.

grandes similitudes d'architecture : tubes hexagonaux, gaines séparées par des fils hélicoïdaux, couvertures fertiles, protections neutroniques et stockages internes.

Frédéric VARAINE,
Département d'étude des réacteurs

► Bibliographie

GUIDEZ (J.), *Phénix, le retour d'expérience*, chap. VI, « La physique du cœur » et chap. VII, « L'élément combustible », EDP Sciences, 2013.

REUSS (P.), *Précis de neutronique*, EDP Sciences, 2003.

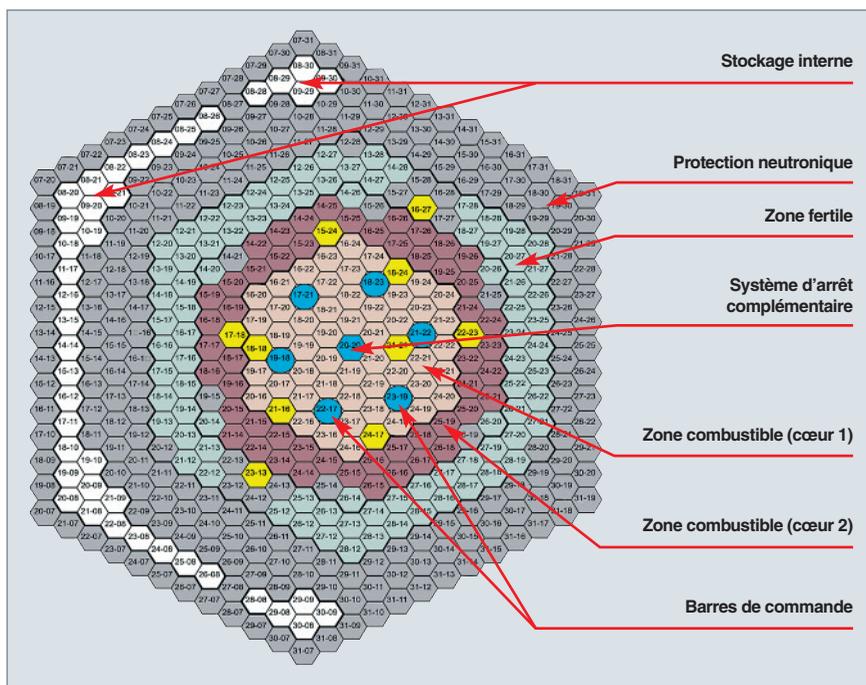


Fig. 40. Architecture générale du cœur du réacteur PHÉNIX.