



HAL
open science

Réacteurs nucléaires à caloporteur sodium

Joël Guidez, Bernard Bonin

► **To cite this version:**

Bernard Bonin (Dir.). Réacteurs nucléaires à caloporteur sodium. CEA Saclay; Groupe Moniteur, 2014, E-den, Une monographie de la Direction de l'énergie nucléaire, CEA, 978-2-281-11675-5. cea-01152795

HAL Id: cea-01152795

<https://cea.hal.science/cea-01152795v1>

Submitted on 18 May 2015

HAL is a multi-disciplinary open access archive for the deposit and dissemination of scientific research documents, whether they are published or not. The documents may come from teaching and research institutions in France or abroad, or from public or private research centers.

L'archive ouverte pluridisciplinaire **HAL**, est destinée au dépôt et à la diffusion de documents scientifiques de niveau recherche, publiés ou non, émanant des établissements d'enseignement et de recherche français ou étrangers, des laboratoires publics ou privés.

Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives

e-den

Une monographie de la Direction
de l'énergie nucléaire

Les réacteurs nucléaires à caloporteur sodium



EDITIONS
LE MONITEUR



Monographies DEN

Une monographie de la Direction de l'énergie nucléaire
Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives,
91191 Gif-sur-Yvette Cedex
Tél. : 01 64 50 10 00

Comité scientifique

Georges Berthoud, Gérard Ducros, Damien Féron, Yannick Guérin,
Christian Latgé, Yves Limoge, Gérard Santarini, Jean-Marie Seiler,
Étienne Vernaz, Directeurs de Recherche.

Responsable de thème : Joël Guidez.

Ont participé à la rédaction de cette monographie :

Catherine Andrieux, François Baqué, Bernard Bonin,
Bernard Boullis, Céline Cabet, Frank Carré, Philippe Dufour,
François Gauché, Jean-Paul Grouiller, Joël Guidez,
Jean-Philippe Jeannot, Christian Latgé, Marion Le Flem,
Pierre Le Coz, Laurent Martin, Michel Masson, Gilles Mathonnière,
Jean-Guy Nokhamzon, Michel Pelletier, Gilles Rodriguez,
Manuel Saez, Jean-Louis Séran, Frédéric Varaine, Alain Zaetta.

Directeur de la Publication : Christophe Béhar.

Comité éditorial : Bernard Bonin (Rédacteur en Chef),
Olivier Provitina, Michaël Lecomte, Alain Forestier.

Administrateur : Alexandra Bender.

Éditeur : Jean-François Parisot.

Maquette : Pierre Finot.

Correspondance : la correspondance peut être adressée
à l'Éditeur ou à CEA/DEN Direction scientifique, CEA Saclay
91191 Gif-sur-Yvette Cedex.
Tél. : 01 69 08 16 75

© CEA Saclay et Groupe Moniteur (Éditions du Moniteur),
Paris, 2014.

ISBN 978-2-281-11675-5
ISSN 1950-2672

La reproduction des informations contenues dans ce document
est libre de tous droits, sous réserve de l'accord de la rédaction
et de la mention d'origine.

En couverture : photographie prise lors du remplissage en
sodium du réacteur SUPERPHÉNIX. Le sodium est sur le point
de noyer le réseau d'assemblages combustibles.



Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives

e-den

Une monographie de la Direction
de l'énergie nucléaire

Les réacteurs nucléaires à caloporteur sodium

Préface

Après un départ fulgurant au cours des années 50, où elle représentait pour beaucoup l'espoir d'une source d'énergie durable et à coût compétitif, l'énergie nucléaire a connu, dans les années 80-90, un rejet de la part d'une majorité de l'opinion publique dans plusieurs pays occidentaux, rejet qui a conduit à un brutal coup d'arrêt de son développement.

En effet, si les chocs pétroliers des années 1973 et 1979 ont marqué le début de programmes d'équipements massifs dans quelques pays lourdement pénalisés par les importations de pétrole – comme la France et le Japon –, ils ont paradoxalement été suivis d'une brusque interruption des investissements nucléaires aux États-Unis d'abord, puis en Europe occidentale. Pourtant, les tensions répétées sur le marché du pétrole et le début des inquiétudes sur le caractère épuisable des ressources naturelles et les effets prévisibles sur le climat et l'environnement liés à leur combustion massive auraient dû, au contraire, les renforcer.

Les raisons de cette pause sont certainement multiples et s'expliquent, en partie, par les accidents de Three Mile Island, en 1979, et de Tchernobyl, en 1986, qui eurent un fort impact sur les opinions publiques. Le récent accident de Fukushima ravive légitimement ces mêmes questionnements, même si le contexte est fort différent. Moins que les interrogations sur la capacité technique des réacteurs à résister aux événements les plus improbables, il pose plus que jamais la question de la préparation des exploitants et de la chaîne décisionnelle en charge de la gestion d'un dysfonctionnement grave des dispositifs de sauvegarde, en cas de défaillance d'un équipement.

En France, alors que l'implantation des centrales nucléaires n'avait, à une exception près, pas suscité de véritable débat dans la population, une attitude de refus s'est fait jour à la fin des années 80 sur la question des déchets nucléaires. Face aux difficultés croissantes rencontrées par l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (ANDRA) à la recherche d'un site pour l'implantation d'un laboratoire souterrain, le gouvernement de l'époque décidait de suspendre les travaux, établissait un moratoire d'un an et saisissait du problème l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques (OPECST).

En reprenant l'essentiel des recommandations de l'Office, notamment la définition d'un programme de recherche diversifié, mais aussi les prémices d'un dialogue démocratique avec les populations concernées, la loi du 30 décembre 1991 sur la gestion des déchets nucléaires a largement contribué à apaiser le débat. Après quinze ans de recherches sur les différentes solutions de gestion à long terme des déchets radioactifs, la loi du 28 juin 2006 a permis d'établir le cadre d'ensemble de cette gestion désormais admise comme une nécessité.

Ce début de siècle est, en outre, marqué par une prise de conscience collective que la réponse aux besoins en énergie de notre génération ne peut pas se concevoir sans tenir compte du respect de l'environnement et sans préserver le droit des générations futures à satisfaire ces mêmes besoins. C'est le concept du développement durable auquel notre société sera inévitablement confrontée.

L'origine anthropique du réchauffement de la planète, sous l'effet de l'accroissement considérable des rejets de gaz à effet de serre, n'est plus aujourd'hui contestée. Seules l'ampleur

et les conséquences de ce réchauffement font encore l'objet de débats. Les pays industrialisés, qui sont en grande partie à l'origine de la situation actuelle, ont une responsabilité particulière qui doit les inciter à diminuer de manière volontariste les émissions de ces gaz. L'énergie nucléaire qui échappe par nature à ce type d'émissions, tout en étant capable de produire une énergie relativement abondante, fiable et économiquement compétitive, doit donc, tout naturellement, s'imposer.

Même si la situation mondiale reste encore contrastée et plus particulièrement en Europe, plusieurs pays (Chine, Corée du Sud, Finlande, Inde, Afrique du Sud, Pologne, Émirats arabes unis...) ont d'ores et déjà décidé d'investir fortement dans le développement de cette énergie, et maintiennent cette option après l'accident de Fukushima. D'autres sont sur le point de franchir le pas, notamment la Grande-Bretagne et les États-Unis qui paraissent déterminés à lancer, avant la fin de la décennie des projets de construction de nouvelles centrales nucléaires, un processus interrompu depuis trente ans.

En France, à la suite du débat national sur les énergies qui s'est tenu au premier semestre 2003, la loi d'orientation sur l'énergie adoptée en juin 2005 a consacré la décision de construire un réacteur démonstrateur EPR pour préparer la relève des centrales actuellement en service.

De nombreux signes donnent donc à penser qu'une relance de l'énergie nucléaire est en train de se produire à l'échelle mondiale. Néanmoins, l'avenir du nucléaire dans notre pays, comme dans d'autres, dépendra beaucoup de sa capacité à traiter correctement les deux préoccupations suivantes :

- La première touche à son acceptabilité sociale ; il importe que l'utilisation du nucléaire se fasse dans des conditions de sûreté et de sécurité optimales, en produisant un minimum de déchets ultimes, et que ceux-ci soient parfaitement maîtrisés au plan de leur impact éventuel sur la santé et sur l'environnement. Le choc de l'accident de Fukushima ne fait que renforcer cette exigence de la sûreté, en tant que priorité absolue ;*
- la seconde concerne la disponibilité de ses ressources ; il est important de garantir l'approvisionnement en combustible sur le long terme, en préparant le recours à des filières plus économes de la matière fissile naturelle et surtout plus indépendantes des fluctuations de ses marchés.*

Ces sujets sont au cœur des missions de la Direction de l'énergie nucléaire du CEA. Celle-ci est, en effet, un acteur majeur de la recherche visant à soutenir l'industrie nucléaire dans l'amélioration de la sûreté et de la compétitivité des réacteurs, à fournir aux Pouvoirs publics les éléments de choix sur la gestion à long terme des déchets nucléaires et, enfin, à développer les systèmes nucléaires du futur. Ces systèmes, essentiellement les réacteurs à neutrons rapides, sont porteurs d'améliorations très prometteuses sur le plan de la gestion des déchets et de l'utilisation des matières premières.

Étant un fervent partisan d'une diffusion de la connaissance scientifique et technique la plus large possible, il me paraît de première importance que ces travaux de recherche, qui font appel à une grande diversité de disciplines scientifiques et qui se situent souvent au meilleur niveau mondial, soient présentés et expliqués à tous ceux qui souhaitent forger leur propre opinion sur l'énergie nucléaire. C'est pourquoi je salue avec une sincère satisfaction la publication de ces monographies DEN dont la consultation attentive sera très certainement une source incomparable d'informations pour leurs lecteurs que j'espère nombreux.

Je remercie tous ceux, chercheurs et ingénieurs, qui en contribuant à la réalisation de ce dossier, ont eu à cœur de faire partager leur expérience et leur savoir.

*Bernard BIGOT,
Administrateur général du CEA*



Introduction

Irène CURIE et Frédéric JOLIOT découvrent, en 1934, la radioactivité artificielle. En 1939, JOLIOT, HALBAN et KOWARSKI étudiant la fission de l'uranium découvrent la possibilité de la réaction en chaîne et déposent, géniale anticipation, un brevet portant sur le principe des réacteurs à fission capables de produire de l'énergie.



Fig. 1. Irène et Frédéric Joliot-Curie.

La guerre éclatant, ce sera aux États-Unis que se poursuivra l'aventure. C'est là que la première pile d'Enrico FERMI, en se basant sur les neutrons retardés, fonctionnera et démontrera, en 1942, la possibilité de piloter un réacteur de fission.

À partir de là, les choses s'accroissent et, en 1951, le premier réacteur nucléaire produisant du courant électrique fonctionne. Il s'appelle EBR1, et c'est un réacteur rapide à métal liquide. Il n'y a que dix-sept ans que l'on a découvert la radioactivité artificielle !...

Et pourquoi un réacteur rapide ?... La première raison tient curieusement à la facilité technologique : les métaux liquides sont bons conducteurs, peuvent fonctionner à haute température et sans pression, ce qui simplifie notablement la conception des cuves et circuits de ces petits réacteurs. Mais surtout l'uranium, à l'époque, est rare. De vastes campagnes de prospection sont lancées, mais ce matériau apparaît alors comme un matériau stratégique qui risque de devenir rare et cher. Or, les propriétés surgénératrices des réacteurs à métaux liquides sont déjà connues et laissent entrevoir un potentiel quasi infini de production électrique, avec un combustible toujours renouvelé.



Fig. 2. La pile d'Enrico Fermi.



Fig. 3. Le chantier de PHÉNIX, en 1970.

C'est alors le début de la grande époque des rapides. Tous les grands pays développés se lancent dans l'aventure : les États-Unis, la Russie, le Royaume-Uni, l'Allemagne et, bien sûr, la France où RAPSODIE diverge, en 1967, et PHÉNIX sort de terre, dès 1968. Une dizaine de réacteurs sont alors en construction dans le monde.

Mais des changements apparaissent. Alors que les Russes ont choisi pour leurs réacteurs de propulsion navale des réacteurs rapides au plomb bismuth, les Américains mettent au point des réacteurs à eau pressurisés qui s'avéreront être l'ancêtre des réacteurs à eau qui, peu à peu, deviendront les réacteurs de puissance les plus utilisés sur la planète. Comme, par ailleurs, les prospections ont permis de découvrir des quantités de plus en plus importantes d'uranium, le prix de celui-ci s'effondre et la prospection s'arrête, car l'approvisionnement est assuré à court terme.

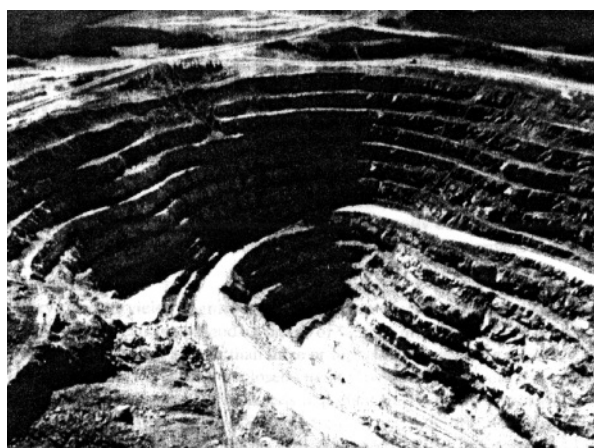


Fig. 4. Mine d'uranium à ciel ouvert.

Pourquoi des réacteurs rapides refroidis au sodium ?...



Pourquoi des Réacteurs à Neutrons Rapides (RNR) ?...

Neutrons rapides ou neutrons thermiques ?...

Le principe de fonctionnement des réacteurs nucléaires est d'entretenir et de contrôler une **réaction de fission en chaîne***. La fission est la faculté que présentent les noyaux d'éléments lourds de la famille des **actinides*** (uranium, plutonium...) de se scinder, sous l'impact d'un neutron, en deux noyaux plus petits appelés « **produits de fission*** ». Chaque fission s'accompagne d'une importante libération d'énergie et de l'émission de deux à trois neutrons qui pourront, à leur tour, provoquer une nouvelle fission et entretenir la réaction.

Ces neutrons produits lors de la fission ont une énergie moyenne d'environ 2 MeV. Ils n'ont pas été ralentis et sont donc appelés « **neutrons rapides*** ».

À ce niveau d'énergie, la probabilité que le neutron scinde un **isotope fissile*** est relativement faible. À titre d'exemple, la probabilité de fission (appelée « **section efficace*** ») du Pu 239 en fonction de l'énergie du neutron incident est indiquée sur la figure 7.

À 2 Mev, la probabilité de fission n'est que de l'ordre du **barn***, alors qu'à plus faible énergie, et au-delà de la région des **résonances*** nucléaires qui induisent des variations très importantes de la section efficace, la probabilité de fission atteint plusieurs centaines de barns, et même davantage pour les très faibles énergies, inférieures à l'électron-volt.

Une forte probabilité de fission a l'intérêt de minimiser la proportion de noyaux fissiles nécessaire dans le **cœur*** du réacteur. À l'origine du développement de l'énergie nucléaire, la

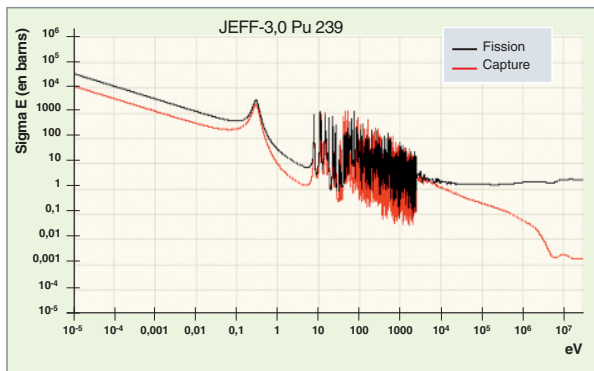


Fig.7. Variation des sections efficaces de capture et de fission du Pu 239, en fonction de l'énergie du neutron incident.

ressource en isotopes fissiles était rare. Seul l'U 235 présent à 0,7 % dans l'uranium naturel était disponible. Il a donc été privilégié la voie consistant à ralentir les neutrons issus de la fission pour les amener dans ce domaine des basses énergies. On les appela alors « **neutrons thermiques*** ».

Pour ralentir les neutrons, il faut introduire dans le réacteur un élément de masse atomique faible, afin que par collisions successives sur ce matériau les neutrons soient progressivement ralentis. Cela est illustré sur la figure 8.

Les matériaux répondant le mieux à ce cahier des charges sont l'eau lourde D₂O et le graphite. De fait, les deux premières **filiales*** de réacteurs nucléaires qui ont vu le jour sont les réacteurs utilisant de l'uranium naturel et refroidis à l'eau lourde (filiale des CANDU, toujours utilisée actuellement) et au gaz, avec modérateur graphite (typiquement, la filiale française des UNGG qui a été abandonnée). Ces filiales présentent l'avantage de ne pas nécessiter d'uranium enrichi et de fonctionner avec de l'uranium naturel.

L'eau H₂O, dite « légère » par opposition à l'eau lourde, est un excellent modérateur mais présente un niveau de capture parasite de neutrons élevé qui ne permet pas de faire fonctionner un réacteur avec de l'uranium naturel. C'est grâce aux progrès réalisés dans le domaine de l'enrichissement de l'uranium qu'il a été possible de développer cette filiale qui constitue aujourd'hui la grande majorité des réacteurs de puissance du parc mondial.

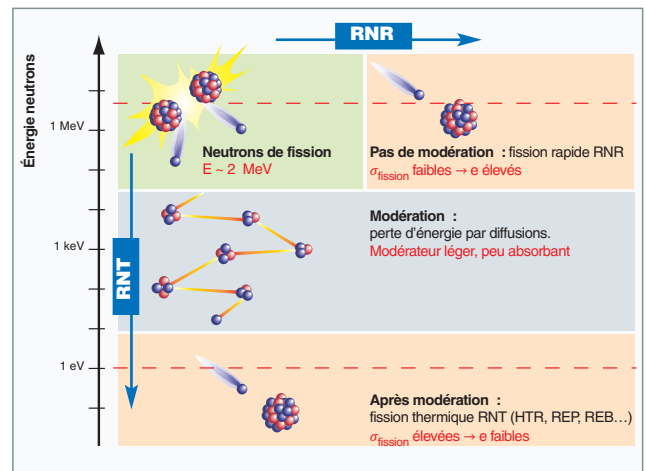


Fig. 8. Schéma de principe des filiales de réacteurs à neutrons thermiques et à neutrons rapides.

Le principe des réacteurs à neutrons rapides (**RNR***) est d'utiliser directement les neutrons issus de la fission. Cela nécessite alors de mobiliser un inventaire en matière fissile beaucoup plus important. Cet inventaire sera alors constitué soit d'uranium très enrichi, soit de plutonium. Comme nous le verrons par la suite, le plutonium qui est produit dans les réacteurs à neutrons thermiques constitue le combustible de choix pour les RNR. Nous voyons donc qu'une production de plutonium par des réacteurs à eau thermiques est nécessaire avant d'envisager le développement industriel de la filière des réacteurs à neutrons rapides.

Plutonium et réacteurs nucléaires

La production

Selon les données de l'AIEA, à fin août 2012, 435 réacteurs nucléaires étaient opérationnels au niveau mondial avec une puissance nette installée de 370 GWe. Ces réacteurs sont en grande majorité des réacteurs à neutrons thermiques fonctionnant avec de l'uranium enrichi.

Ce parc consomme chaque année environ 50 000 tonnes d'uranium naturel et produit du plutonium et des actinides mineurs (Np, Am et Cm) évalués respectivement à 70 tonnes et 8 tonnes.

La séparation*

La France a développé, depuis les années 70, des capacités industrielles de traitement des combustibles des réacteurs à eau légère permettant d'extraire le plutonium produit en réacteur. Ces capacités représentent le premier pas nécessaire, si l'on veut utiliser la ressource plutonium et ne pas la considérer comme un déchet. La France produit ainsi annuellement environ 10 tonnes de Pu.

Le recyclage* en réacteur à eau

Depuis 1987, EDF recycle, dans une vingtaine de réacteurs du parc, le plutonium issu du traitement de ses combustibles. Dans la même veine, EDF réutilise environ 60 % de l'uranium récupéré lors de ce traitement pour fabriquer, après enrichissement, le combustible des quatre réacteurs de la centrale de Cruas. Une telle stratégie permet déjà d'économiser 17 % de la consommation annuelle d'uranium naturel. Cette économie pourrait atteindre 20-25 % si tous les **combustibles*** UOX usés étaient traités et si l'intégralité des matières valorisables récupérées était réutilisée.

Néanmoins, ce principe de récupération des matières valorisables et de recyclage dans les réacteurs à eau présente des limites dues à la dégradation de leur qualité isotopique (baisse de la proportion des isotopes fissiles au profit de celle des isotopes absorbants) au fur et à mesure de leur utilisation. En raison de cette dégradation isotopique, il n'est pas possible de recycler plusieurs fois le plutonium dans les réacteurs à eau actuels.

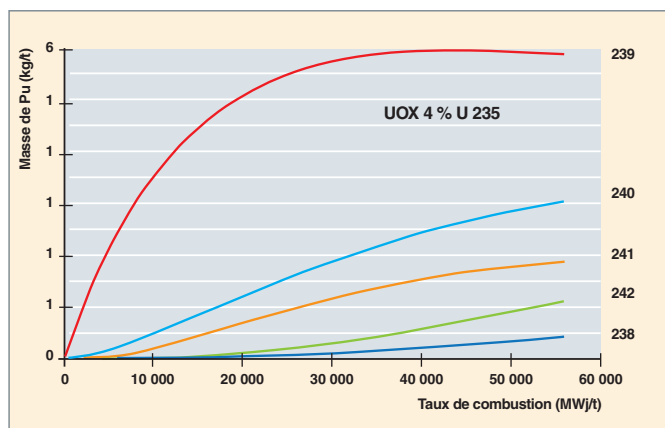


Fig. 9. Production des différents isotopes du plutonium en REP, à partir de combustible UOX et en fonction du taux de combustion.

C'est la principale raison pour laquelle le plutonium n'est actuellement recyclé qu'une seule fois dans les réacteurs à eau. Bien que les techniques de traitement des combustibles MOX usés existent, ces derniers sont aujourd'hui entreposés dans la perspective d'un traitement différé pour récupérer les matières valorisables, notamment le plutonium.

Les raisons de la limitation du recyclage du Pu dans les réacteurs à eau

Le plutonium est produit, en réacteur, à partir de l'U 238 qui, après une première capture neutronique suivie de deux désintégrations β^- se transforme en Pu 239. Le Pu 239 produit, à son tour, les isotopes supérieurs du Pu par **captures*** successives jusqu'au Pu 242. Cette chaîne de production est illustrée sur la figure 9 indiquant la production des isotopes du Pu dans un combustible d'oxyde d'uranium (UOX) irradié jusqu'à 60 GWj/t.

Les caractéristiques de physique nucléaire des isotopes du Pu sont très différentes. La comparaison de leurs sections efficaces de fission et de capture dans un spectre neutronique correspondant à celui d'un REP MOX est présentée dans le tableau 1.

Tableau 1.

Sections efficaces du Pu en REP MOX			
	Section efficace de fission (barns)	Section efficace de capture (barns)	Rapport fission sur capture
Pu 238	2	13	0,15
Pu 239	38	21	1,80
Pu 240	0,6	42	0,01
Pu 241	44	16	2,80
Pu 242	0,5	24	0,02

Les isotopes pairs du Pu, de par leur structure nucléaire, ne fissionnent pratiquement pas et sont essentiellement capteurs de neutrons. Ils représentent, à ce titre, des poisons neutroniques grevant le bilan neutronique du cœur du réacteur. Seuls les isotopes impairs, les Pu 239 et Pu 241, ont une probabilité de fission supérieure à celle de capture et sont donc à même d'assurer le maintien de la réaction de fission en chaîne.

L'accumulation, au cours de l'irradiation des isotopes pairs du Pu, dégrade le potentiel en réactivité du Pu. Pour compenser cette dégradation, il faut augmenter la masse de Pu dans le cœur, au fur et à mesure. C'est là qu'intervient une limitation physique liée à la sûreté du réacteur.

Le fonctionnement sûr du réacteur nécessite des coefficients dits de « contre-réaction » négatifs. Ces coefficients traduisent la réponse du cœur aux différentes perturbations pouvant survenir. Le coefficient traduisant la variation de la réactivité du cœur, en cas de réduction de la densité de l'eau, appelé « coefficient modérateur* », est un des coefficients structurants majeurs qui doit toujours rester négatif, y compris pour le cas extrême où l'eau disparaîtrait par ébullition (cas d'accident de perte de débit, par exemple).

Les variations du facteur multiplicatif du cœur en fonction de la densité de l'eau pour un combustible UOX et un combustible MOX, et ce pour différentes teneurs en Pu, sont indiquées sur la figure 10.

Le coefficient modérateur avec un combustible de type UOX est toujours négatif (courbe en bleu).

La baisse de la densité de l'eau réduit la modulation des neutrons. L'énergie moyenne de ceux-ci va augmenter (on parle de « durcissement du spectre neutronique »). La conséquence prépondérante est une augmentation de la capture des neutrons par l'U 238 qui induit une baisse de la réactivité du cœur.

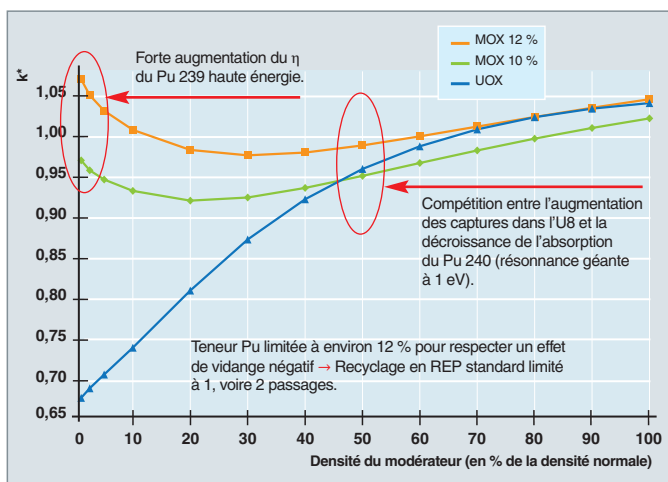


Fig. 10. Variation du facteur multiplicatif des neutrons selon la densité du modérateur en REP UOX et en REP MOX.

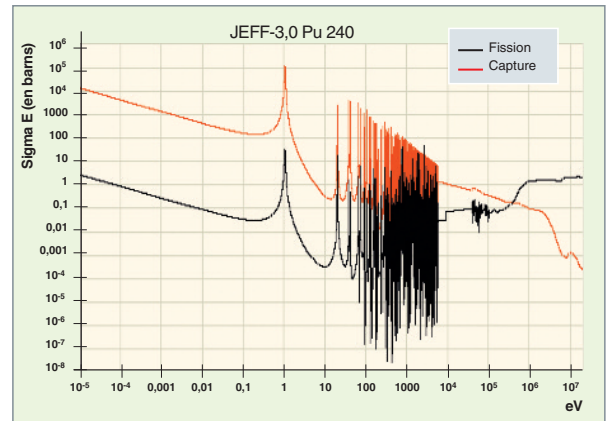


Fig. 11. Sections efficaces de capture et de fission du Pu 240 (origine bibliothèque JEFF).

Pour un combustible MOX, cet effet est compensé par la réduction de la capture neutronique du Pu 240 qui présente une résonance géante de près de 100 000 barns à 1 eV (fig. 11).

Ainsi, le coefficient modérateur du MOX a tendance à s'annuler pour les densités intermédiaires. Au-delà, pour les situations de cœur vidangé de son eau, le coefficient modérateur augmente, en raison du fort accroissement du nombre de neutrons produits par fission du Pu 239 à haute énergie.

Si l'allure de la variation du coefficient modérateur est identique, l'amplitude varie en fonction de la teneur en Pu. Au-delà de 12 % de teneur Pu dans le MOX, le coefficient modérateur devient positif, ce qui est inacceptable.

La teneur en Pu dans le MOX dépend des stratégies de gestion (**taux de combustion***) mais également de celles retenues pour le traitement des combustibles usés (taux de dilution des combustibles MOX avec les UOX). Pour un taux de combustion de 60 GWj/t et un niveau de dilution au retraitement de 70 % UOX/ 30 % MOX, après un ou deux multirecyclage, la teneur en Pu atteint les 12 %. Il n'est donc pas possible d'aller au-delà.

L'intérêt des réacteurs rapides

La possibilité de multirecyclage du Pu

Dans un réacteur à neutrons rapides, tous les isotopes du Pu sont fissionnels. La figure 12 compare les rapports fission sur absorption des différents isotopes, respectivement en spectre thermique et rapide. En RNR, les isotopes pairs contribuent positivement au bilan neutronique et n'engendrent pas « **d'empoisonnement*** », comme dans le cas des réacteurs thermiques.

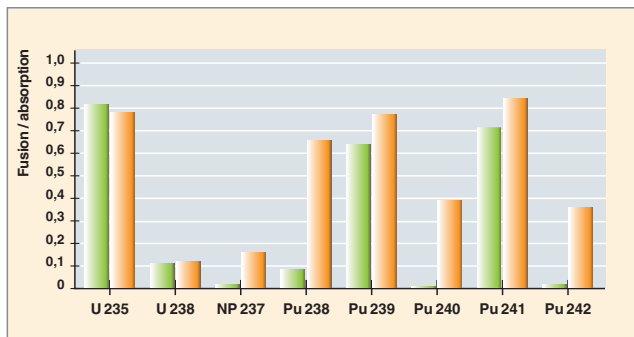


Fig. 12. Comparaison des rapports des section efficaces de fission sur absorption en REP (vert) et RNR (orange).

Ainsi, le potentiel de réactivité du Pu évolue peu en spectre à neutrons rapides. La teneur en Pu reste relativement stable, et le multirecyclage jusqu'à l'atteinte d'une situation d'équilibre, est possible (stabilisation de l'isotopie du Pu).

Cela est illustré sur la figure 13, montrant l'évolution du potentiel de réactivité du Pu au cours de son irradiation dans un RNR iso-générateur. La courbe du haut correspond à un Pu initial issu de combustibles UOX irradiés jusqu'à 60 GWj/t. La courbe du bas correspond à un Pu initial provenant de **MOX*** REP usés.

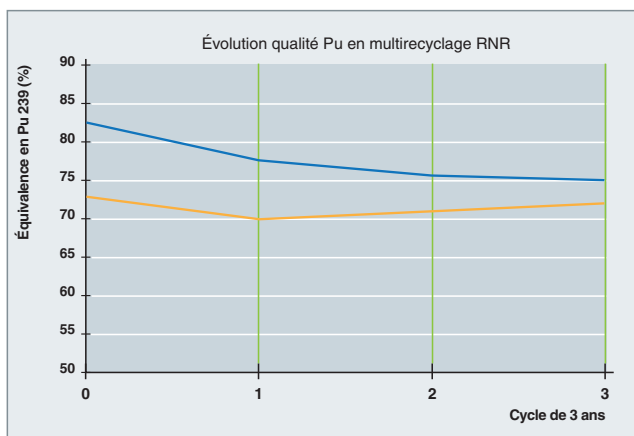


Fig. 13. Évolution du potentiel de réactivité du plutonium en RNR.

Possibilité d'utilisation de tout l'uranium naturel

L'uranium naturel est constitué à 99,3 % de l'isotope fertile 238 et de seulement 0,7 % de l'isotope 235 fissile. Comme nous l'avons vu précédemment, sous irradiation l'U 238 fertile se transforme en Pu 239 fissile. Il est ainsi possible d'utiliser tout le potentiel de la ressource naturelle. Pour cela, il faut disposer de suffisamment de neutrons.

La condition est que pour un neutron absorbé, le nombre de neutrons produits par fission soit supérieur à 2,3 : 1 neutron est nécessaire pour le maintien de la réaction en chaîne en

compensant celui absorbé, 1 neutron est nécessaire pour assurer la **transmutation*** de l'U 238 en Pu 239 et 0,3 sont nécessaires pour pallier aux disparitions stériles par capture dans les matériaux de structures et par fuite de neutrons hors du cœur.

Le tableau 2 indique, pour l'U 235 et le Pu 239, les valeurs de ce paramètre appelé η .

Tableau 2.

Valeurs du nombre de neutrons produit par absorption de l'U 235 et du Pu 239		
$\eta = \nu\sigma_f/\sigma_a$	Spectre thermique	Spectre rapide
U 235	2,07	1,9
Pu 239	2,10	2,4

Seul le Pu 239 en neutrons rapides offre donc la possibilité d'utiliser tout le potentiel énergétique de la ressource en uranium naturel.

À partir d'un combustible à base de plutonium et d'uranium appauvri ou naturel dans une proportion d'environ 20/80, lors de l'irradiation en réacteur, il y aura disparition d'une partie de l'uranium, mais création de plutonium, capable d'être le vecteur du prochain combustible. On peut donc brûler théoriquement 100 % de l'uranium, au lieu des 0,7 % utilisés dans les réacteurs à eau actuels.

Les conséquences sur le potentiel énergétique des ressources conventionnelles mondiales

L'uranium n'est pas un corps rare. Il y en a partout et en grande quantité, dans l'eau de mer, les rivières et le sol. La seule difficulté est de trouver des gisements suffisamment concentrés pour que le prix d'extraction soit faible. En fait, avec les réacteurs rapides, cet enjeu devient de peu d'importance. En effet :

- Avec des réacteurs à eau, le coût de l'uranium ne représente actuellement que 4 % du coût du kWh. Pour des réacteurs rapides, ce coût représentera encore cent fois moins, soit une fraction négligeable du coût du kWh. On pourrait donc accepter de payer encore cent fois plus cher l'uranium naturel, sans grever la compétitivité économique de la filière, ce qui rend les quantités disponibles quasi illimitées, en comparaison de la consommation ;
- l'**uranium appauvri*** déjà disponible, à la suite des activités d'enrichissement, permettrait à lui seul, avec un parc rapide, des milliers d'années de production électrique ;
- la reprise de la prospection, stoppée à cause des bas prix atteints par l'uranium, augmenterait les quantités disponibles, telles qu'elles ont été estimées dans le livre rouge de l'AIEA [1].

En conclusion, le passage progressif à un parc de réacteurs rapides permettrait de supprimer la contrainte « disponibilité d'uranium » et permettrait une production d'énergie sur une durée quasi infinie.

L'optimisation des déchets nucléaires

Les combustibles UOX usés après **irradiation*** en réacteurs contiennent de l'uranium non consommé, des produits de fission, du Pu produit sous irradiation, mais également des actinides dits « mineurs », car produits en faible quantité (neptunium, américium et curium) qui constituent des **déchets de haute activité et à vie longue (HAVL)***.

La **radiotoxicité*** (nocivité radiologique, en cas d'ingestion) d'un combustible UOX usé ayant atteint un taux de combustion de 60 GWJ/t et son évolution dans le temps sont présentées sur la figure 14. À titre d'illustration, son niveau de radiotoxicité est comparé à celui de la masse d'uranium naturel extrait de la mine et ayant servi à sa fabrication. On constate que la radiotoxicité du combustible usé décroît progressivement et finit par rejoindre le niveau de l'uranium naturel après environ 250 000 ans.

La stratégie de cycle semi-fermé mise en œuvre actuellement en France permet de traiter le combustible usé en séparant l'U et le Pu, d'une part des produits de fission (PF) et des actinides mineurs, d'autre part. Ces PF et les actinides mineurs, qui constituent les déchets ultimes, sont conditionnés dans des colis de verres. L'évolution naturelle de la radiotoxicité des colis de verres est également indiquée sur la figure 14. La réduction est très significative et permet de rejoindre l'indicateur « uranium naturel » plus rapidement, après environ 10 000 ans. Une stratégie de séparation-recyclage étendue aux actinides mineurs (Np, Am et Cm) permettrait de ne laisser en déchets ultimes que les produits de fission. La plupart de ces derniers présentant une durée de vie inférieure à trente ans, la radiotoxicité des colis de déchets ainsi « allégés »

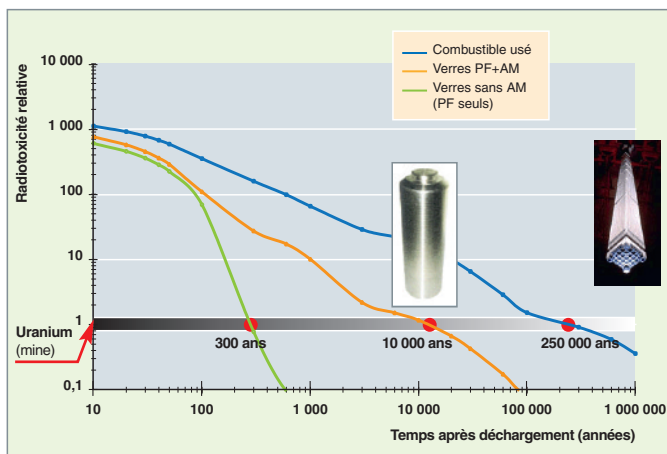


Fig. 14. Évolution dans le temps de la radiotoxicité des déchets HAVL, selon différentes stratégies

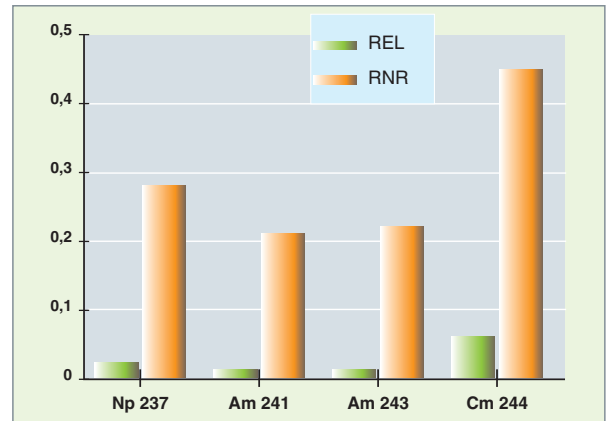


Fig. 15. Rapports des sections efficaces de fission sur capture des actinides mineurs.

décroit très rapidement et devient comparable au niveau de l'uranium naturel après seulement 300 ans.

Un autre avantage qui s'est fait jour, au cours des études menées avec l'ANDRA sur la stratégie de transmutation, est la diminution de la charge thermique séculaire des colis de déchets HAVL, pour laquelle le contributeur essentiel est l'américium. La transmutation de cet américium pourrait permettre, pour un concept de stockage analogue à celui qu'étudie aujourd'hui l'ANDRA dans l'argile, de diminuer l'emprise du stockage de ces déchets jusqu'à un facteur variant entre 5 et 10, suivant la durée d'entreposage préalable des colis vitrifiés.

Si les actinides mineurs disparaissent des déchets, ils doivent être recyclés en réacteur afin de les transmuter, le but ultime étant de les fissionner.

Là encore, les caractéristiques neutroniques des différents isotopes jouent un rôle clé. Les rapports des sections efficaces de fission sur capture des principaux isotopes constituant les actinides mineurs sont indiqués sur la figure 15.

Si ces isotopes sont essentiellement capturant en spectre de neutrons thermiques, ils représentent un rapport fission sur capture beaucoup plus favorable en spectre rapide.

Le recyclage des actinides en RNR permet donc de limiter la production d'éléments supérieurs pouvant aller jusqu'au californium ou le berkélium (très forts émetteurs de rayonnement *gamma* très énergétique) et de favoriser leur destruction par fission (ce qui est l'objectif et permet parallèlement de contribuer à la production d'énergie).

La flexibilité des RNR dans la gestion des matières nucléaires

Dans une perspective de développement durable, la technologie des RNR-Na apporte une dimension de flexibilité qui apparaît essentielle, en offrant la possibilité d'adapter la gestion des inventaires de matières aux stratégies du moment.

Pour un objectif de stabilisation des matières fissiles, le RNR peut fonctionner en mode iso-générateur (c'est-à-dire qu'il produit autant de matière fissile qu'il en consomme) ; cela lui permet, une fois le réacteur amorcé avec du plutonium, de fonctionner uniquement avec un appoint d'uranium naturel ou appauvri, sans apport complémentaire de matière fissile.

Si l'on décidait d'arrêter un tel parc de réacteurs rapides, il serait possible de faire évoluer les cœurs des RNR vers le mode « sous-générateur » ou « brûleur » : on pourrait alors réduire rapidement l'inventaire en plutonium.

Si, au contraire, un besoin de développement supplémentaire de puissance installée venait à apparaître, il serait possible de faire évoluer les réacteurs du parc vers un mode « surgénérateur », pour produire la matière fissile nécessaire à l'amorçage de nouveaux réacteurs. La capacité à répondre à un tel besoin se caractérise par la notion de « temps de doublement » (voir encadré ci-après : « le temps de doublement »).

Le temps de doublement

Le temps de doublement linéaire (TDI) est le temps nécessaire à un seul réacteur pour produire la masse de plutonium suffisante pour mettre en service un nouveau réacteur identique. Cette grandeur dépend de trois paramètres :

- Le **gain de régénération*** du réacteur, défini comme le bilan entre la production et la consommation de Pu comptabilisé en Pu 239 équivalent ramené à une fission ;
- la puissance spécifique, exprimée en MWth/kg de Pu, traduisant l'inventaire en Pu du réacteur ;
- la durée du cycle du combustible cumulant la durée d'irradiation en réacteur et celles pour refroidissement, avant traitement et pour re-fabrication.

Le paramètre prépondérant dans le calcul du temps de doublement est le gain de régénération. Les pays actuellement les plus ambitieux dans ce domaine, tels que l'Inde ou la Chine visent des gains de régénération très élevés de l'ordre de 0,4 ou 0,5, ce qui, associé à des durées de cycle réduites autorisent des temps de doublement très faibles, inférieurs à la vingtaine d'années.

Remarque : si l'on considère un parc de réacteurs, il faut tenir compte du fait que plusieurs réacteurs permettent de produire plus rapidement l'inventaire de Pu nécessaire au démarrage d'un nouveau réacteur. Le temps de doublement dit « composé TDc » est donc plus faible que celui dit « linéaire TDI » ($TDc = TDI * Ln2$).

Les réacteurs rapides : le complément des réacteurs à eau pour un nucléaire durable

La très grande majorité des quelque 435 réacteurs nucléaires actuellement en service dans le monde n'utilise qu'une partie infime de l'uranium naturel, c'est-à-dire l'isotope fissile U 235 qui n'est présent qu'à hauteur de 0,7 % dans l'uranium naturel. La question de la durabilité des ressources en uranium devient alors une question centrale si l'on veut apprécier le rôle que peut jouer le nucléaire dans l'approvisionnement en énergie de la planète au cours du temps. En permettant de valoriser la quasi-totalité de l'uranium, les RNR multiplient par un facteur de l'ordre de 100 l'énergie que l'on peut extraire d'une masse donnée d'uranium naturel et multiplie d'autant la durée de capacité de production. Si l'on ajoute l'utilisation de l'uranium appauvri disponible, ainsi que les possibilités ultérieures d'extraction à des coûts beaucoup plus élevés, si nécessaire, on arrive à des durées de production quasi infinies. La gestion du plutonium produit dans les réacteurs actuels est un autre attendu conditionnant le développement de l'énergie nucléaire. Le plutonium constitue une matière énergétique extrêmement concentrée : la fission d'un gramme de plutonium libère presque autant d'énergie que la combustion de deux tonnes de pétrole. Contrairement aux réacteurs de technologie actuelle, les RNR peuvent utiliser sans limitation le plutonium produit par le parc nucléaire et assurer ainsi sa totale valorisation. Sans les RNR, le plutonium deviendrait un déchet à vie longue.

Enfin, la question de la gestion des déchets nucléaires apparaît comme une préoccupation majeure de l'opinion publique vis-à-vis de l'acceptabilité à long terme du nucléaire. Le traitement actuel des combustibles usés, tel que mené en France, permet déjà de minimiser ces déchets. Les RNR offrent, de plus, la possibilité de transmuter les actinides mineurs en des éléments à vie beaucoup plus courte et donc d'optimiser encore la gestion de ces déchets.

En conclusion, les neutrons rapides sont le complément idéal des réacteurs à eau actuellement en opération, pour assurer conjointement un nucléaire durable, capable de fournir l'énergie pendant des dizaines de milliers d'années, tout en optimisant le cycle du combustible et la gestion de l'ensemble des déchets.

Alain ZAETTA,

Département d'étude des réacteurs

► Références

[1] AIEA redbook, « Ressources en uranium », 2011.

Pourquoi le sodium ?...

Le cahier des charges d'un caloporteur* de réacteurs rapides

Pourquoi choisir le sodium comme fluide caloporteur d'un réacteur à neutrons rapides ? D'autres options sont possibles : plomb, sels fondus, hélium... Observons les critères de choix du caloporteur, ainsi que les enjeux et problèmes scientifiques ou techniques associés.

Le premier enjeu dans le choix du caloporteur d'un réacteur nucléaire est celui de l'évacuation efficace de la chaleur produite dans le cœur du réacteur. À ce titre, le fluide choisi doit posséder une forte capacité calorifique et une bonne conductivité thermique. Il ne doit pas être trop visqueux, afin de ne pas nécessiter une puissance de pompage trop importante. Enfin, ses transitions de phase doivent être maîtrisées : s'il s'agit d'un liquide, il faut savoir éviter à la fois sa solidification, qui provoquerait une obstruction, et sa vaporisation, qui entraînerait une modification importante de ses propriétés de transport de chaleur.

D'autres contraintes, d'ordre neutronique, doivent être prises en considération : le caloporteur primaire circulant dans le cœur du réacteur se trouve en présence du flux de neutrons. Le caloporteur ne doit pas absorber lesdits neutrons, ce qui restreint de façon drastique la composition chimique et isotopique du caloporteur; dans le cas d'un réacteur à neutrons rapides, il ne doit pas non plus les ralentir, ce qui exclut les éléments légers. De plus, le réacteur doit être stable : sa **réactivité*** doit baisser si la température du cœur augmente, ou si le caloporteur se vaporise. Enfin, le caloporteur ne doit pas se décomposer sous irradiation, ni s'activer outre mesure, afin de permettre la maintenance puis le démantèlement du réacteur dans des conditions radiologiques acceptables. Bien souvent, les problèmes d'**activation*** viennent des impuretés du caloporteur. Il est donc important de pouvoir se le procurer suffisamment pur pour pouvoir l'utiliser en réacteur, puis de savoir maintenir ce niveau de pureté par des techniques chimiques adéquates.

Le caloporteur est en contact avec les structures du réacteur, et avec son combustible. Ce contact se traduit par des interactions thermo-mécanico-chimiques qui doivent être maîtrisées : les interactions structure-fluide en écoulement turbulent se traduisent par des vibrations, éventuellement de la cavitation, qu'il faut savoir éviter. Les fluctuations de température



Fig. 16. Dépôt d'un mélange d'oxyde de plomb et de fer dans un circuit caloporteur plomb (réf. V.V. Ulyanov, Colloque de l'Académie des Sciences sur les fluides caloporteurs, 2013).

imposées en paroi par un fluide turbulent non isotherme peuvent déboucher sur la **fatigue thermique*** des matériaux. L'un des points de préoccupation majeurs concerne la maîtrise des interactions chimiques avec le caloporteur : il s'agit d'éviter la corrosion, les colmatages, la fragilisation des structures, le **wastage***. Cette thématique inclut la dissolution-précipitation des aciers dans les métaux liquides impurs (fig. 16), et la fragilisation par les métaux liquides.

Le thème de la sécurité du caloporteur comporte des enjeux de maîtrise du risque de toxicité (anoxie, dans le cas d'un gaz) et du risque incendie, en cas de fuite; Il s'agit aussi de s'assurer de la maîtrise des accidents : risques de bouchons, d'où la nécessité de savoir mesurer température, pression et débit dans le caloporteur; risques de fuite, qu'il faut savoir prévenir, mais aussi détecter rapidement, afin d'éviter incendies et explosions. En cas d'accident grave, il faut avoir la connaissance du comportement du caloporteur en interaction avec le **corium***.

Par ailleurs, le caloporteur doit permettre la maintenance et l'inspection en service du réacteur. Il faut pouvoir détecter une rupture de gaine de combustible, soit par détection chimique

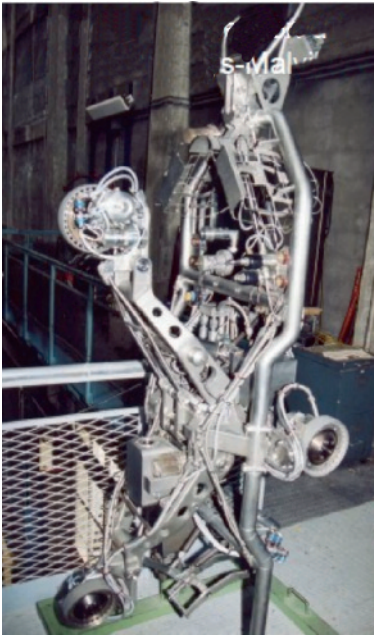


Fig. 17. Photographie d'un robot d'inspection en service.

de traces de produits de fission, soit par détection acoustique ; il faut pouvoir détecter déformations et fissures dans les structures du cœur, dans un milieu pas forcément transparent, et donc par des méthodes pas forcément optiques (fig. 17).

Enfin, il faudra un jour démanteler le réacteur, ce qui demande en particulier la maîtrise des techniques d'inertage du caloporteur.

À tout cela, on doit encore ajouter la nécessité de disposer à l'échelle industrielle des composants du circuit caloporteur, en particulier des pompes et des échangeurs de chaleur, ainsi que de l'instrumentation de contrôle associée.

Les options possibles pour le caloporteur

Au vu de ce cahier des charges très contraignant, on comprend que le choix du caloporteur puisse être si structurant dans la conception d'un réacteur nucléaire et que les options possibles soient peu nombreuses. Dans la pratique, les caloporteurs crédibles pour les réacteurs à neutrons rapides sont le sodium et ses eutectiques (Na-K), le plomb et son eutectique (Pb-Bi), le gaz (hélium ou CO_2), les sels fondus (fluorures). Force est de reconnaître qu'il n'y

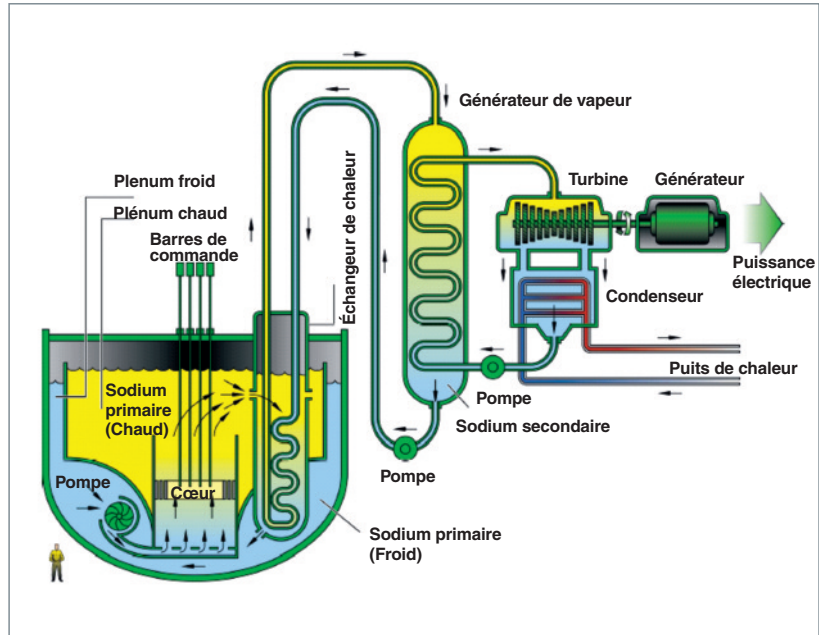


Fig. 18. Le RNR-Na.

a pas de caloporteur idéal dans cette liste et que les choix sont encore ouverts, puisque toutes ces options sont toujours à l'étude dans les concepts de réacteurs rapides retenus par le *Generation IV International Forum* (fig. 18-21).

Le concept de réacteur à neutrons rapides à caloporteur sodium a connu un fort développement et bénéficie d'un retour d'expérience notable. Dans sa version de référence (fig. 18), il repose souvent sur un combustible de type oxyde à base d'uranium et de plutonium (MOX), additionné éventuellement

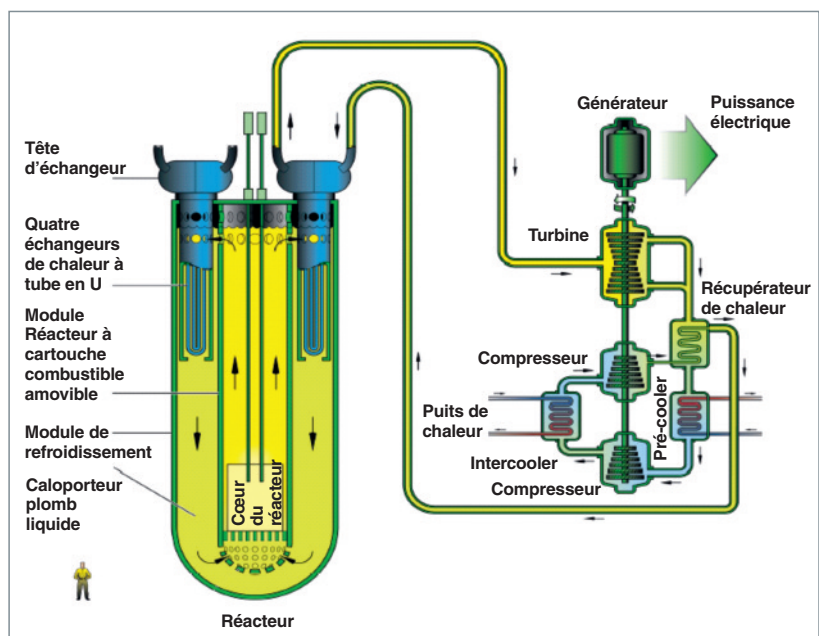


Fig. 19. Le RNR-Pb.

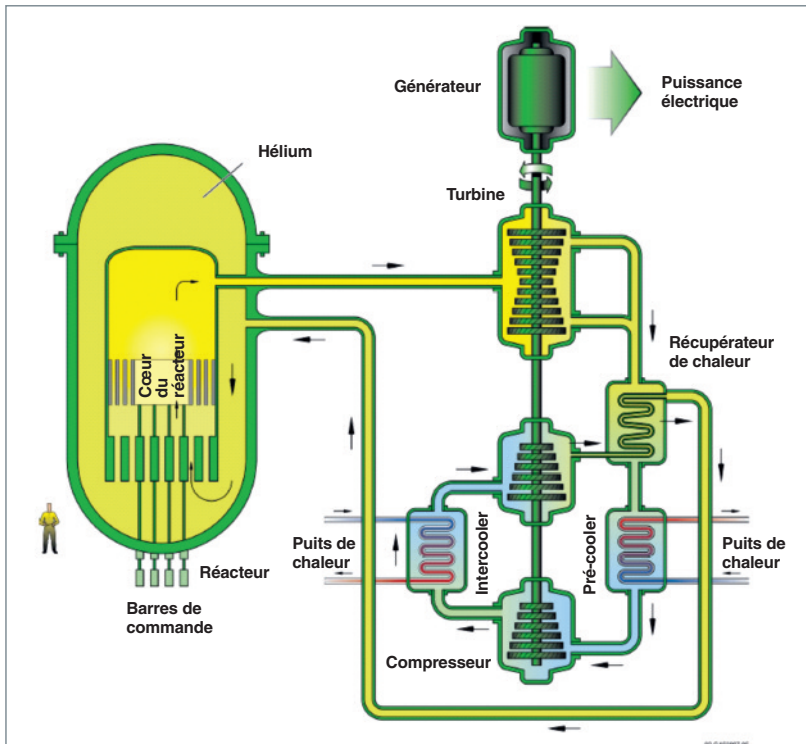


Fig. 20. Le RNR-gaz.

d'actinides mineurs. Le fluide utilisé pour les circuits primaires et secondaires est le sodium.

Le concept de réacteur rapide à caloporteur plomb-bismuth (fig. 19) a connu un développement en URSS pour la propulsion navale. Le caloporteur envisageable est du plomb métal ou un eutectique plomb/bismuth, transparent aux neutrons rapides. Le combustible est MOX ou nitrure et peut contenir des transuraniens.

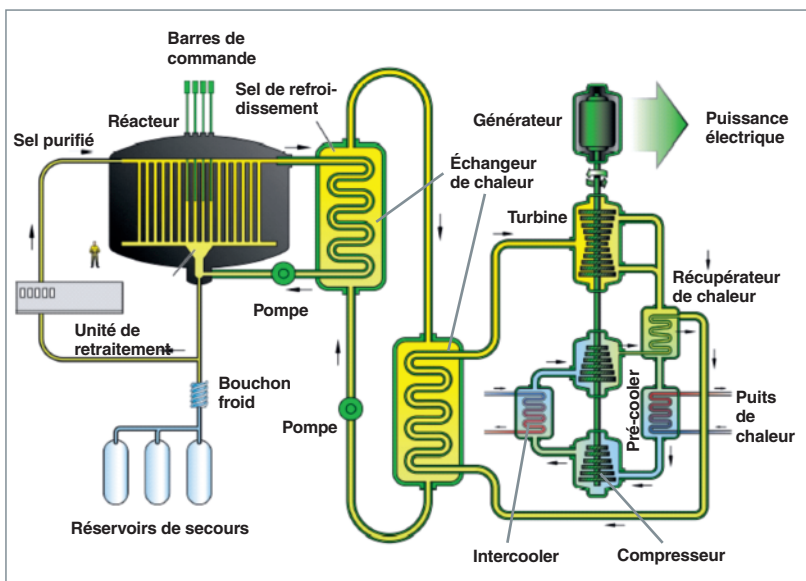


Fig. 21. Le réacteur à sels fondus.

Les concepts de réacteur rapide à caloporteur gaz (fig. 20) reposent sur différentes configurations de combustible (crayons, plaques, prismatique), différentes formes physico-chimiques du combustible (notamment à base de céramique) et un caloporteur hélium. La température en sortie de cœur est environ de 850 °C ; la production électrique est réalisée par une turbine à gaz qui assure une bonne efficacité thermique.

Plusieurs variantes de réacteurs à caloporteurs sels fondus (fig. 21) ont été étudiées et quelques prototypes construits. La plupart des concepts actuellement étudiés se basent sur un combustible dissous au sein d'un sel fluoré. Ce concept associe au réacteur une usine de retraitement en ligne qui permet d'extraire en continu les produits de fission.

En Europe, ces quatre options de caloporteur sont explorées en parallèle, avec les projets ASTRID (RNR sodium, proposé par le CEA), MSFR (RNR Sels fondus, étudié par le CNRS), ALLEGRO (RNR hélium, étudié par un consortium de pays d'Europe de l'Est), MYRRHA (ADS* refroidi au plomb, proposé par la Belgique) et ALFRED (RNR plomb, projet européen).

On trouvera ci-après une grille résumant les avantages-inconvénients de ces caloporteurs.

Des quatre caloporteurs envisagés ici pour les RNR, c'est le sodium qui bénéficie du plus grand retour d'expérience. Pour les trois autres caloporteurs (SF, Pb, He), on est encore bien plus loin de la maîtrise industrielle. À titre d'exemple, l'encadré, p. 22, résume l'état des connaissances et des difficultés liées au choix de matériaux pour le caloporteur plomb.

Tableau 3.

	Eau	Sodium
Coût et disponibilité du fluide caloporteur.	Disponible à un coût négligeable.	Disponible à coût faible.
Température à laquelle le caloporteur peut fonctionner. Cette température influe directement sur le rendement du système de conversion d'énergie.	Mauvais. Les limitations en température sont dues à l'ébullition et à la corrosion.	Bon.
Figure de mérite du point de vue du transfert thermique : capacité calorifique, conductivité thermique.	Très bon.	Excellent.
Aspects neutroniques, transparence aux neutrons.	Médiocre. L'eau légère absorbe les neutrons ; le fort pouvoir modérateur de l'eau liquide limite son usage aux réacteurs à spectre thermique.	Bon. Le sodium absorbe peu les neutrons. Très faiblement modérateur, il est compatible avec un spectre rapide. Le sodium s'active très peu.
Corrosion, érosion, colmatages.	Médiocre. L'eau à haute température est corrosive.	Bon. Le sodium est très peu corrosif pour les structures du réacteur.
Technologie : purification et contrôle de l'état physico-chimique du caloporteur.	Nous savons faire.	Nous savons faire.
Technologie : Joints, étanchéité, détection de fuites.	Moyen.	Moyen. Les réacteurs au sodium fonctionnent à pression quasi atmosphérique, ce qui est un atout.
Technologie : gros composants.	La technologie est au point !	Échangeurs* de chaleur à développer, si choix d'un caloporteur tertiaire gaz.
Technologie : Inspectabilité du réacteur.	Excellent. Des inspections visuelles sont possibles lors des arrêts dans certaines zones.	Mauvais. Certes, le réacteur est faiblement activé, mais le sodium n'est pas transparent. L'inspection périodique des surfaces en milieu opaque est difficile.
Sûreté.	Bonne. Risque de vaporisation, avec forte modification des caractéristiques neutroniques et de transfert thermique du caloporteur eau.	Bonne, au plan neutronique (très peu de risque d'accident de réactivité) et thermohydraulique (forte marge avant ébullition) ; Mauvaise, au plan de la physicochimie (s'enflamme à l'air et réagit violemment avec l'eau).

Hélium	Plomb	Sels
Cher.	Le plomb est disponible à coût faible ; le bismuth est moins facilement disponible.	La Lithium est une ressource rare et chère. La nécessité d'enrichir le lithium en Li 7 alourdit la facture.
Excellent.	Bon.	Bon.
Mauvais. Le transfert thermique solide-gaz est médiocre, ce qui oblige à faire travailler le caloporteur à fort débit et sous forte pression et limite la puissance volumique du cœur. La circulation du caloporteur gaz est coûteuse en puissance de soufflage.	Moyen. Pas de problème de changement de phase.	Moyen. Pas de problème de changement de phase.
Très bon. La capture neutronique dans le gaz est très faible. Son pouvoir modérateur est inexistant et il est compatible avec un spectre thermique ou rapide.	Très bon. La variante Pb Bi s'active (production de Po 210), d'où des problèmes de radioprotection et de gestion du caloporteur, lors du démantèlement.	Bon, mais on ne peut avoir un spectre très dur. Nécessité d'un LiF enrichi en Li 7, sous peine de voir le réacteur produire beaucoup de tritium.
Risque de corrosion par les impuretés de l'hélium. Risques d'abrasion par les poussières entraînées par un flux de gaz à haute vitesse.	Très mauvais. La maîtrise de la corrosion dépend du contrôle du potentiel redox et de la température (trop oxydant, on oxyde le plomb ; trop réducteur, on dissout les aciers). Saura-t-on maîtriser aussi finement le potentiel redox dans un réacteur industriel ? Risques de corrosion, mais aussi d'érosion et de colmatage par des oxydes mixtes PbFeO (slag). Risques de fragilisation par les métaux liquides.	Mauvais. Le sel est corrosif, principalement du fait de ses impuretés. Le contrôle du redox est crucial.
Technologie à développer.	Technologie balbutiante (le contrôle du redox est crucial).	La technologie n'existe pas. Nettoyer le sel par bullage est un défi majeur, dont dépend la viabilité du concept de MSFR.
Le gaz pose des problèmes d'étanchéité. L'hélium est un caloporteur rare et cher... surtout s'il fuit !	À développer.	À développer.
Beaucoup de développements à prévoir (échangeurs de chaleur, calorifuges, turbines).	Les pompes à plomb restent à développer.	Les échangeurs de chaleur à plaques seront difficiles à concevoir (corrosion) et peu performants (grosse chute de température, du fait de la médiocre conductivité thermique du sel) cela amène le sel secondaire très près de sa température de solidification.
Excellent. Le réacteur est faiblement activé. La transparence du gaz facilite maintenance et interventions dans le réacteur.	Mauvais. Le plomb n'est pas transparent. L'inspection périodique des surfaces en milieu opaque est difficile.	Mauvais. Certes, les sels sont transparents (le sont-ils encore après irradiation?), mais aucun hublot ne résiste aux fluorures...et les instruments eux-mêmes (thermocouples, chambres à fission...) vont souffrir. Le cœur sera très fortement activé (le combustible n'étant pas gainé), ce qui le rend difficilement inspectable.
Bonne, au plan neutronique (très peu de risque d'accident de réactivité). Bonne, au plan physico-chimique (absence de changement de phase et de réactivité chimique). Mauvaise au plan thermohydraulique : une forte baisse de pression lui fait perdre ses capacités de caloporteur. En cas de brèche, l'évacuation de la puissance résiduelle pose problème.	Bonne, au plan neutronique. Moyenne, au plan thermohydraulique (la température de fusion élevée entraîne des risques de bouchage par solidification aux points froids) ; Mauvaise aux plans de la physicochimie, (problèmes de corrosion-érosion-colmatage) et de la mécanique (vulnérabilité au séisme, du fait de la forte densité du plomb).	Bonne, au plan neutronique. Moyenne au plan thermohydraulique (la température de fusion élevée entraîne des risques de bouchons par solidification aux points froids) ; Mauvaise au plan de la physico-chimie (risques de corrosion-colmatage). L'absence de première barrière (si combustible liquide) permet aux PF de se balader dans le circuit primaire, avec risque d'accumulation aux endroits froids. Risques de précipitation d'oxy-fluorures, en cas d'entrée d'air.

Quelques difficultés liées à la recherche de matériaux compatibles avec le caloporteur plomb

Le plomb a un pouvoir corrosif très fort sur l'ensemble des matériaux métalliques habituellement utilisés dans les réacteurs : matériaux austénitiques, ferritiques ou martensitiques. Il dissout, en particulier, le nickel des alliages.

La seule protection contre cette dissolution est l'établissement d'une couche d'oxydes en surface en maintenant dans le plomb un niveau d'oxygène précis par injection contrôlée. Par contre, si ce niveau est mal contrôlé et devient localement trop élevé, des oxydes de plomb insolubles se forment et peuvent conduire à des désordres divers (c'est ce phénomène qui a conduit à des incidents par obstruction du cœur sur les sous-marins nucléaires russes qui utilisaient ce caloporteur depuis abandonné).

Le rôle protecteur de cette couche d'oxydes a deux limites : la température, avec une limite aux environs de 480 °C, et la vitesse du fluide avec une limite aux environs de 2 m/s. On voit donc que cette protection ne suffit pas pour certaines zones du réacteur, et en particulier, pour les matériaux des gaines et des pompes, où les vitesses de circulation sont importantes. Des procédés de protection par dépôt d'alumine

ont été développés et permettent d'obtenir de bons résultats pour les gaines, dans certains tests, mais ne suffisent pas pour les pompes où d'autres matériaux sont en développement.

En outre, cette présence d'oxydes conduit à des dépôts cumulatifs dans les tubes d'échangeurs et de générateurs de vapeur qui diminuent le coefficient d'échange de manière progressive. L'utilisation de dépôts protecteurs à base d'alumine semble aussi nécessaire à ce niveau.

D'autres problèmes, assez complexes, ont aussi été découverts lors des essais, comme des variations de composition des couches d'oxyde protectrices dans le temps, ou des corrosions rapides dans les zones de frottement entre les gaines et les fils espaceurs des assemblages combustibles.

Les recherches et essais se poursuivent dans ces domaines pour tenter de trouver des solutions acceptables tant au niveau faisabilité industrielle, qu'au niveau de la sûreté de conception d'un tel réacteur.

Bernard BONIN,
Direction scientifique

Les propriétés physiques et chimiques du sodium

Un métal bien connu

Le sodium est le plus commun des métaux alcalins. Il est répandu dans la nature, mais seulement sous la forme de composés (sel de mer, sel gemme, carbonates et nitrates de sodium) et il est le sixième élément le plus abondant dans la croûte terrestre (environ 2,8 % de la roche terrestre). Il est également présent en grande quantité dans l'eau de mer, en tant que chlorure de sodium, associé au bromure de sodium et à l'iodure de sodium.

Le sodium est connu depuis la Haute Antiquité. L'étymologie du mot « sodium » et le symbole « Na » remontent à travers les âges. Le mot « neter » se trouve dans la Bible, le mot « natrium » existe en latin et le mot « natron » en égyptien ancien, où il a été utilisé pour désigner le carbonate de sodium déca-hydraté, un composé chimique utilisé pour conserver les momies. Par ailleurs, le mot « natron » a persisté au cours du

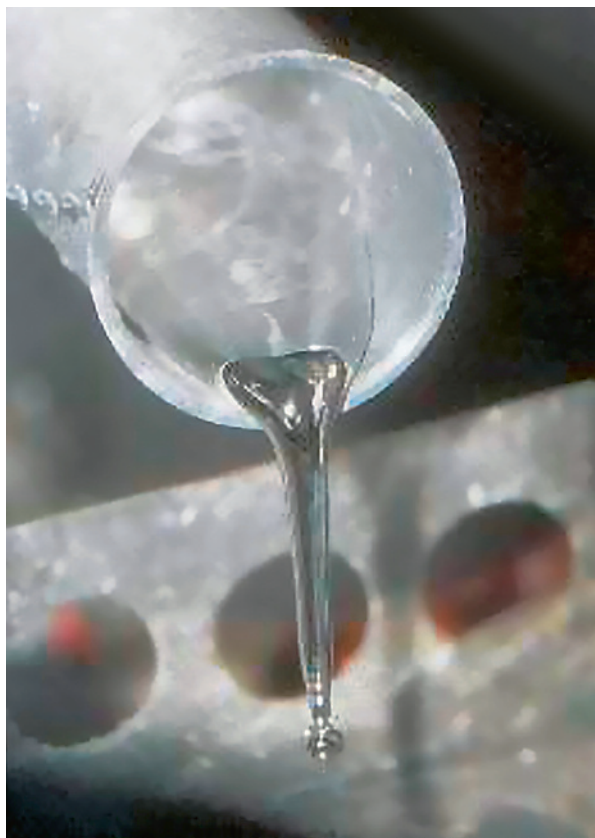


Fig. 22. Sodium liquide.

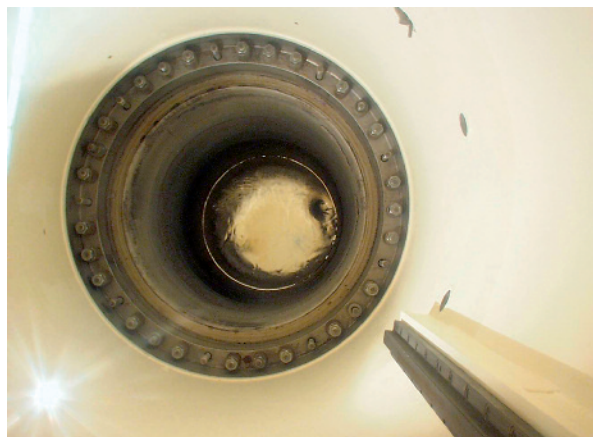


Fig. 23. Le sodium primaire du réacteur PHÉNIX, vu par une traversée de la dalle.

Moyen Âge et le mot « natrium » est encore utilisé pour désigner le sodium en allemand. Enfin, aujourd'hui, on utilise toujours le symbole chimique Na pour désigner le sodium.

Le sodium, sous sa forme métallique, peut être utilisé pour affiner certains métaux, tels que le zirconium, le potassium, le silicium, le tantale... D'autres utilisations sont pour la médecine, la chimie (purification du styrène, préparation du méthylate de sodium...), le blanchiment de la pâte à papier, les lampes à vapeur de sodium... En raison de sa large utilisation dans l'industrie, son coût est faible. Il peut être utilisé comme fluide caloporteur dans les réacteurs à neutrons rapides, dans certaines centrales solaires, ou dans certains procédés chimiques afin d'apporter la chaleur requise pour la mise en œuvre de réactions chimiques endothermiques.

Le sodium est un métal alcalin mou, gris argenté. L'atome de sodium a pour symbole ${}^{23}_{11}\text{Na}$, ce qui signifie qu'il est constitué d'un noyau constitué de 11 protons et 12 neutrons, entouré de 11 électrons répartis selon la formule $1s^2 2s^2 2p^6 3s^1$.

La masse atomique du sodium, pour lequel le seul isotope naturel est ${}^{23}_{11}\text{Na}$, a une masse de 22,9898 g. Comme tous les autres métaux alcalins, le sodium est un élément très réactif (réducteur) qui perd facilement son électron externe. Dans la majorité de ses composés, il se trouve sous forme de cation Na^+ , qui est clairement sa configuration la plus stable.

En raison de sa très grande réactivité, le sodium n'existe pas dans la nature sous la forme d'élément métallique pur. Les

sels de sodium sont les sels minéraux les plus couramment utilisés, du fait de leur grande solubilité et de leur prix modéré. Certains existent dans la nature. La plupart des autres, y compris l'hydroxyde de sodium, peuvent être préparés sans revenir à l'état métallique. Le métal lui-même, qui est un réducteur fort, est très difficile à obtenir par des moyens chimiques : ainsi, Humphrey DAVY, le chimiste et physicien britannique, l'a d'abord isolé en 1807 par électrolyse de l'hydroxyde de sodium fondu. Le sodium est maintenant produit par l'électrolyse du chlorure de sodium liquide : il est préparé dans une cellule d'électrolyse dans laquelle le chlorure de sodium NaCl (40 %) est mélangé avec du chlorure de calcium (60 %), afin d'abaisser le point de fusion jusqu'à 580 °C. Les ions Na⁺ sont attirés par la cathode où se forme le sodium. Dans la mesure où le calcium est moins électropositif que le sodium, le calcium ne se forme pas à l'anode.

Propriétés physiques

Pour chaque propriété physique, nous donnons la référence d'origine d'où ont été extraites les propriétés physiques du sodium liquide. Il n'y a pas, au sens thermodynamique, une base de données cohérente pour le sodium à l'intérieur de la communauté SFR. Par «base de référence», nous entendons une base de données ayant fait l'objet d'une étude thermodynamique interne cohérente.

En raison de différences dans la structure et les distances interatomiques, la plupart des caractéristiques du sodium présentent une discontinuité, lors du passage de l'état solide à l'état liquide ; ainsi, nous donnons quelques équations différentes pour chaque état, soit solide, soit liquide, mais clairement ce sont les caractéristiques en phase liquide qui ont la plus grande importance pour les RNR refroidis au sodium.

À la pression atmosphérique, le sodium est un liquide entre 97,85 °C (son point de fusion) et 882,85 °C (son point d'ébullition) [4]. La largeur de cette plage représente un avantage en termes de sûreté pour le caloporteur sodium puisqu'il autorise un échauffement très important du circuit avant ébullition. L'enthalpie de fusion ΔH_{fusion} est de 2,64 kJ.mol⁻¹ et l'enthalpie de vaporisation ΔH_{vap} est de 89,04 kJ.mol⁻¹.

La température critique est relativement élevée. Il convient de souligner que la valeur attribuée à cette température critique varie selon les auteurs entre 2 573 °K et 2 733 °K. [3]

La densité du sodium est toujours inférieure à celle de l'eau liquide dans les mêmes conditions de température et de pression. Elle a une valeur de l'ordre de 850 kg/m³ à 400 °C, et diminue quand la température augmente, selon la loi :

$$\rho = 950,0483 - 0,2298 (T-273,15) - 14,6045 \cdot 10^{-6} (T-273,15)^2 + 5,6377 \cdot 10^{-9} (T-273,15)^3$$

avec ρ en Kg.m⁻³, T en Kelvin [1].

Appliquée à l'inspection des structures internes au réacteur, l'imagerie ultrasonore donne de bonnes images, en raison de la grande différence de densité existant entre les aciers et le sodium. La faible densité du sodium favorise la bonne transmission des ultra-sons dans les structures. La faible densité permet également, contrairement au plomb, proposé aussi comme fluide caloporteur de Réacteurs à Neutrons Rapides (RNR), de disposer de systèmes d'arrêt passif, grâce à la gravité.

La densité à l'état liquide est inférieure à celle à l'état à phase solide. L'expansion volumique, lors du passage de l'état solide à l'état liquide, est d'environ 2,7 % ; son comportement est donc inverse de celui de l'eau. En raison de cette caractéristique, il est nécessaire de mettre en œuvre des procédures spécifiques pour faire fondre le sodium dans les réservoirs de stockage ou tout autre contenant : ainsi, il est recommandé de faire fondre le volume de sodium, proche de la surface libre, puis progressivement de faire fondre les volumes inférieurs.

La viscosité de sodium à 400 °C peut s'exprimer sous la forme de l'équation suivante [1] :

$$\log_{10} \mu = -2,4892 + \frac{220,65}{T} - 0,4925 \log_{10} T$$

Avec μ en Pa.s et T en Kelvin.

Sa valeur à 400 °C est du même ordre que celle de l'eau à 100 °C, 310 et 280 Pa.s respectivement. En raison de la similitude entre les valeurs de densité et de viscosité du sodium et de l'eau, il est possible de réaliser avec de l'eau des études expérimentales thermo-hydrauliques, notamment pour la validation de codes ou pour la caractérisation des écoulements dans des composants ou cuves de réacteurs. Néanmoins, on ne peut se dispenser de sodium, lorsque l'on veut approfondir le comportement mécanique de structures soumises à des instabilités thermo-hydrauliques (effets de jet, stratification thermique...) pouvant conduire à de la fatigue thermique, à des phénomènes de faïençage thermique...

L'aptitude au mouillage, dénommée aussi « mouillabilité », des matériaux de structure dépend de manière complexe de la température, de la pureté du sodium, de la nature du matériau de structure et de son état de surface, notamment lorsqu'il y a présence d'oxydes métalliques ou de gaz adsorbés, qui modifient considérablement les conditions aux limites entre la surface de la structure et le sodium. Les caractéristiques de mouillage du sodium sur une structure métallique solide changent, quand le sodium, à faible teneur en oxygène, est porté à plus haute température pendant quelques heures, par exemple de l'ordre de 300 °C pendant 24 heures ; dans ces conditions, il y a dissolution des oxydes métalliques présents en surface du matériau. La mise en œuvre d'une telle procédure induit alors un très bon contact entre le sodium et le matériau de structure qui persiste, à des températures plus basses, par exemple 180 °C, température du sodium lors des campagnes de manutention des assemblages.

La conductivité thermique du sodium est très élevée [1] : environ $76,6 \text{ W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$ à $573,15 \text{ K}$. En comparaison, la conductivité de l'eau varie de $0,6 \text{ W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$ à $20 \text{ }^\circ\text{C}$ à $0,465 \text{ W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$ à $350 \text{ }^\circ\text{C}$ (sous une pression de 150 bars), tandis que la conductivité de sodium est 100 à 150 fois plus élevée, à la pression atmosphérique.

Pour le sodium solide : $\lambda = 135,6 - 0,167 (T-273,15)$

Pour le sodium liquide :

$$\lambda = 92,951 - 5,8087 \cdot 10^{-2} (T-273,15) + 11,7274 \cdot 10^{-6} (T-273,15)^2$$

avec λ en $\text{W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$ et T en Kelvin.

Cette conductivité thermique élevée donne au sodium un nombre de Prandtl faible et un comportement thermohydraulique très différent de celui de l'eau : dans le sodium, la conduction thermique est tellement rapide que le profil de vitesse a peu d'effet sur le profil de température.

La chaleur massique du sodium est élevée [1], mais légèrement inférieure à celle de l'eau : ainsi, à $400 \text{ }^\circ\text{C}$, elle vaut $1,25 \cdot 10^3 \text{ J}\cdot\text{Kg}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$ (eau à $20 \text{ }^\circ\text{C}$: $4,18 \cdot 10^3 \text{ J}\cdot\text{Kg}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$).

Pour le sodium solide :

$$C_p = 1199 + 6491 \cdot 10^{-4} (T-273,15) + 1052,9 \cdot 10^{-5} (T-273,15)^2$$

Pour le sodium liquide :

$$C_p = 1436,715 - 0,5805 (T-273,15) + 4,6273 \cdot 10^{-4} (T-273,15)^2$$

avec C_p en $\text{J}\cdot\text{Kg}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$ et T en Kelvin.

Le fait que le sodium ait un point d'ébullition très élevé (le point d'ébullition est, par définition, la température à laquelle la pression de vapeur saturante est égale à la pression atmosphérique) montre que le sodium n'est pas très volatil.

La pression de vapeur saturante est donnée par l'équation suivante :

$$\ln P_s = 23,99 - 12580 \cdot T^{-1} - 0,2241 \cdot \ln T + 1,712 \cdot 10^{-22} T^6$$

avec P_s en Pa et $371 < T < 2573 \text{ K}$.

Le fait que le sodium ne soit pas très volatil a plusieurs conséquences :

- En fonctionnement normal, l'évaporation atteint rapidement un niveau d'équilibre (condensation = vaporisation). Par conséquent, dans les divers plénums de gaz, et plus particulièrement dans la cuve primaire, le transfert de masse vers la paroi plus froide de la dalle supérieure est assez limité, en particulier en présence d'argon, en raison de la faible conductivité thermique de ce gaz. Néanmoins, le retour d'expérience de l'exploitation des RNR refroidis au sodium a mis en évidence la présence d'aérosols de sodium, éventuellement oxydés et déposés sur les structures supérieures ou dans des espaces étroits, et il est donc nécessaire de prévoir

des dispositifs permettant de condenser la vapeur de sodium et de piéger les aérosols, afin d'éviter tous les problèmes potentiels induits par leur présence ;

- la distillation sous vide n'est pas une technique de nettoyage très efficace, avant toute inspection ou réparation des structures internes du réacteur. Il convient de souligner toutefois que l'évaporation, qui ne dépend que de la pression partielle de vapeur du sodium, peut être favorisée, dans des conditions éloignées de l'ébullition, par exemple par soufflage avec un gaz chaud. En règle générale, les concepteurs choisissent des procédés chimiques de traitement des films de sodium, présents sur les structures après vidange, par exemple l'injection de vapeur d'eau ou de brouillard.

- en raison de cette faible volatilité, les flammes de sodium, présentes au-dessus d'une nappe enflammée, sont très courtes, et la chaleur produite par convection est faible, par comparaison avec un feu d'hydrocarbures : ainsi, il est possible d'éteindre par étouffement un feu en nappe en répandant une poudre extinctrice.

Le sodium, comme tous les métaux, a une très faible résistivité électrique :

$$\rho_e = 6,1405 \cdot 10^{-8} + 3,5047 \cdot 10^{-10} (T-273,15) + 5,6885 \cdot 10^{-14} (T-273,15)^2 + 1,66797 \cdot 10^{-17} (T-273,15)^3$$

avec ρ_e en $\Omega\cdot\text{m}$, T en K.

Ces propriétés de conduction intéressantes sont largement utilisées en technologie et instrumentation développées pour le sodium : à titre d'exemple, on peut citer les sondes de niveau, débitmètres, pompes électromagnétiques et systèmes de détection de fuites de sodium...

La vitesse du son dans le sodium varie peu, en fonction de la température. Elle est donnée par la relation suivante [2] :

$$C = 2577,2 - 0,5234 (T-273,15)$$

pour $373,15 < T < 643,15 \text{ K}$ avec C en $\text{m}\cdot\text{s}^{-1}$, T en K.

Cette formule peut être extrapolée jusqu'à 1673 K . Les ondes sonores se propagent donc très bien à travers le sodium. Cette propriété est largement utilisée dans les techniques de métrologie et de visualisation sous sodium et permet de s'affranchir de l'opacité en sodium pour de nombreuses opérations d'inspection en service. L'influence de la température reste faible, néanmoins ; la mesure d'une variation de temps de propagation d'une onde sonore entre deux points, le capteur et une cible fixe, pourrait permettre de détecter une variation de température du sodium. Afin d'assurer la précision des mesures et d'éviter les échos parasites, il est nécessaire de veiller à ce que les quantités de particules solides et les microbulles de gaz contenues dans le sodium soient extrêmement faibles.

Propriétés chimiques

La tendance du sodium à perdre son électron externe lui confère ses caractéristiques réductrices, comme tous les métaux alcalins. Il réagit de façon exothermique avec l'eau, et parfois avec violence, selon les conditions de mise en contact de ces deux fluides. La réaction avec l'eau produit de l'hydroxyde de sodium et de l'hydrogène gazeux : la présence de ce dernier induit donc des risques à évaluer, lorsque le sodium est utilisé pour la chimie ou comme fluide caloporteur. Cette réaction est fortement exothermique (162 kJ/mol de Na) et extrêmement rapide. Pour ces raisons, l'interaction entre le sodium et l'eau, qui peut se produire dans un générateur de vapeur, est un incident dont les conséquences doivent être évaluées correctement afin de dimensionner les systèmes de détection de cet événement et de mise en sécurité du composant.

Cependant, cette forte réactivité avec l'eau est positivement utilisée pour la mise au point de procédés de nettoyage destinés aux matériaux de structure mouillés par du sodium, lors des opérations de maintenance, ainsi que pour la conversion des grandes quantités de sodium issues des circuits en hydroxyde de sodium, en fin d'exploitation du réacteur, lors du démantèlement.

Le sodium solide s'oxyde rapidement à l'air et le sodium liquide brûle au-dessus de son point de fusion soit 97,8 °C s'il est dispersé sous forme de gouttelettes, et au-dessus de 140 °C, s'il est sous forme de nappe liquide. Il se forme du peroxyde de sodium Na_2O_2 , ou, en cas de faible teneur en oxygène, de l'oxyde de sodium Na_2O , de soude (NaOH) et de carbonates de sodium (Na_2CO_3 et NaHCO_3) en proportions variables selon que l'air est plus ou moins humide et plus ou moins chargé de gaz carbonique. La flamme de sodium est d'une couleur jaune-orangée très caractéristique, correspondant à la raie d'émission du sodium de longueur d'onde 589 nm. La température au cœur de la flamme peut atteindre 1340 °C. En raison de cette réactivité chimique élevée, une extrême prudence est requise lors de la manipulation de sodium liquide: en phase liquide, il doit être stocké ou utilisé en présence de gaz inerte (sans oxygène ni humidité), par exemple avec de l'azote ou de l'argon. Des moyens spécifiques ont été développés pour détecter les fuites de sodium, basés sur la mise en place d'éléments conducteurs électriques isolés (fil équipé de perles, tissu métallique...); en cas de fuite de sodium, il y a mise en contact de ce fil avec la tuyauterie et ce court-circuit provoque une alarme.

Pour contrôler les conséquences des feux de sodium, plusieurs approches ont été développées, basées généralement sur la limitation de l'oxygène disponible pour la combustion: dispositifs collecteurs spécifiques, appelés « bacs étouffoirs », partitionnement du volume des galeries dans lesquelles passent les tuyauteries... Des poudres spécifiques d'extinction ont été développées, parmi lesquelles la poudre « Marcalina »,

développée en France, composée de carbonate de sodium et de lithium, mélangé à du graphite : les pompiers l'évalent sur le feu, pour l'isoler de l'air.

L'oxygène et l'hydrogène constituent les deux principaux polluants du sodium. Les solubilités respectives de l'oxygène et de l'hydrogène sont très faibles ; la solubilité atteint une valeur quasi nulle, à la température de fusion (97,85 °C). Cela est une propriété spécifique au sodium, en comparaison avec d'autres métaux liquides, et notamment les autres alcalins.

Pour l'oxygène, l'utilisation de la loi de solubilité de Noden [5] est recommandée :

$$\log_{10}[O(ppm)] = 6,250 - \frac{2444,5}{T(K)}$$

Pour l'hydrogène, l'utilisation de la loi de solubilité de Wittingham [6] est recommandée :

$$\log_{10}[H(ppm)] = 6,467 - \frac{3023}{T(K)}$$

Tous les éléments qui composent l'acier (Fe, Cr, Ni, Mn, C) sont susceptibles d'être dissous dans le sodium. Néanmoins, ce phénomène, qui dépend de la diffusion aux interfaces, reste très faible, car les coefficients de diffusion dans le sodium des espèces métalliques sont très faibles. L'oxygène contribue à la corrosion de l'acier des structures métalliques du cœur et des assemblages combustibles, et les produits de corrosion activés sont transportés vers les autres structures, et plus particulièrement vers les structures refroidies, comme les échangeurs de chaleur intermédiaires, ce qui conduit à leur contamination. Les principaux radio-contaminants sont le Co 60 et le Mn 54. Tous les éléments qui composent l'acier (Fe, Cr, Ni, Mn, C) sont susceptibles d'être dissous dans le sodium. Néanmoins, ce phénomène, qui dépend de la diffusion aux interfaces, reste très faible, car les solubilités et les coefficients de diffusion des espèces métalliques sont eux-même très faibles. Les cinétiques de corrosion sont fonction des paramètres température et débit, ainsi que de la chimie du sodium (activité de l'oxygène, principalement). Des modèles empiriques de corrosion ont été proposés et validés à partir d'expériences représentatives des conditions de fonctionnement en réacteur.

Parce que les aciers ont tendance à échanger des éléments non métalliques, tels que le carbone et l'azote avec le métal liquide, les effets de ces éléments doivent être pris en compte pour l'évaluation de la tenue à la corrosion des aciers dans le sodium liquide et pour les calculs de transfert de matière, mais aussi pour l'évolution des propriétés mécaniques induites. Par exemple, à des températures élevées, la vitesse de diffusion du carbone dans l'acier est suffisamment rapide pour provoquer des changements de concentrations de carbone dans les matériaux de gainage. Ces évolutions ont des effets géné-

ralement marginaux sur le comportement à la corrosion des aciers pour des températures inférieures à 600 °C.

Des phénomènes de fissuration sous contrainte peuvent se produire en présence de soude aqueuse, lorsque le composant, mouillé par une pellicule résiduelle de sodium, est pollué par de l'humidité qui réagit avec le film de sodium. Ainsi, au-dessus de 80 °C pour les aciers ferritiques et au-dessus de 110 °C pour les aciers austénitiques, des fissures inter-granulaires ou trans-granulaires peuvent avoir lieu. Par conséquent, il est nécessaire d'éliminer la soude aqueuse résiduelle sur les composants et les espaces étroits à l'aide d'une procédure appropriée de rinçage et de séchage (point de rosée de -20 °C), avant remise en sodium du circuit concerné.

Propriétés neutroniques

Le sodium n'a qu'un seul isotope stable : $^{23}_{11}\text{Na}$. L'irradiation du sodium par un flux de neutrons conduit à la formation d'isotopes radioactifs. Deux autres isotopes sont créés : par réaction (n,γ) le Na 24 (demi-vie 14,98 h), ce qui induit la nécessité d'attendre la décroissance avant certaines interventions sur les circuits primaires et par réaction (n, 2n) le Na 22 (demi-vie: 2,58 ans), qui doit être pris en compte lors du traitement du sodium, lors du démantèlement. Globalement, ces deux réactions ont une faible section efficace : le sodium est donc faiblement absorbant, ce qui favorise à l'économie de neutrons du réacteur, et s'active peu. Ces deux propriétés sont intéressantes pour son utilisation, en tant que fluide caloporteur d'un RNR-Na.

En conclusion, le sodium comme fluide caloporteur a de nombreux atouts : il a de très bonnes propriétés thermiques, une faible viscosité, une faible densité, une faible activation par les neutrons, une très bonne compatibilité avec les matériaux, une grande disponibilité à faible coût. Cependant, sa réactivité avec l'air ou l'eau doit être maîtrisée.

Christian LATGÉ,
Département de technologie nucléaire

► Références

- [1] G.H. GOLDEN and J.V. TOKAR, « Thermophysical properties of sodium ». ANL-7323- Argonne National Laboratory, Illinois, USA, August 1967.
- [2] SHUH, PAN Ying, and Clyde C. SCOTT « Attenuation measurements of sound and performance of ultrasonic transducers in 600 °F liquid Na », APDA-180, December 2005.
- [3] P. PETIOT and J.-M. SEILER, CEN G (Grenoble), « Physical properties of Sodium : a contribution to the estimation of critical coordinates, from High Temperatures High Pressures », 1984, vol. 16, p. 289-293.
- [4] P. PASCAL, Nouveau traité de chimie minérale, vol. II, Lithium – Sodium, éd. Masson et C^{ie}.
- [5] J.N. NODEN, A general equation for the Solubility of O₂ in liquid Sodium, British Report RB/B/N 2500 (1972).
- [6] A. WITTINGHAM, « An equilibrium and kinetic Study of the liquid Sodium Hydrogen Reaction », *Journal of nuclear materials*, vol. 60, 119, 1976.

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 ;

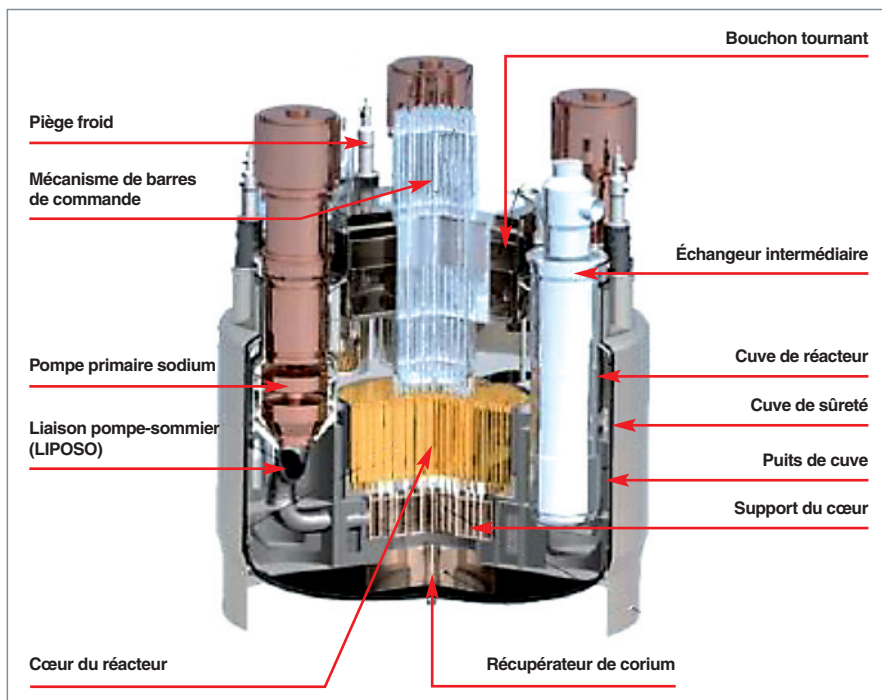


Fig. 24. Vue en coupe du projet de réacteur russe BN 1200.

- 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-

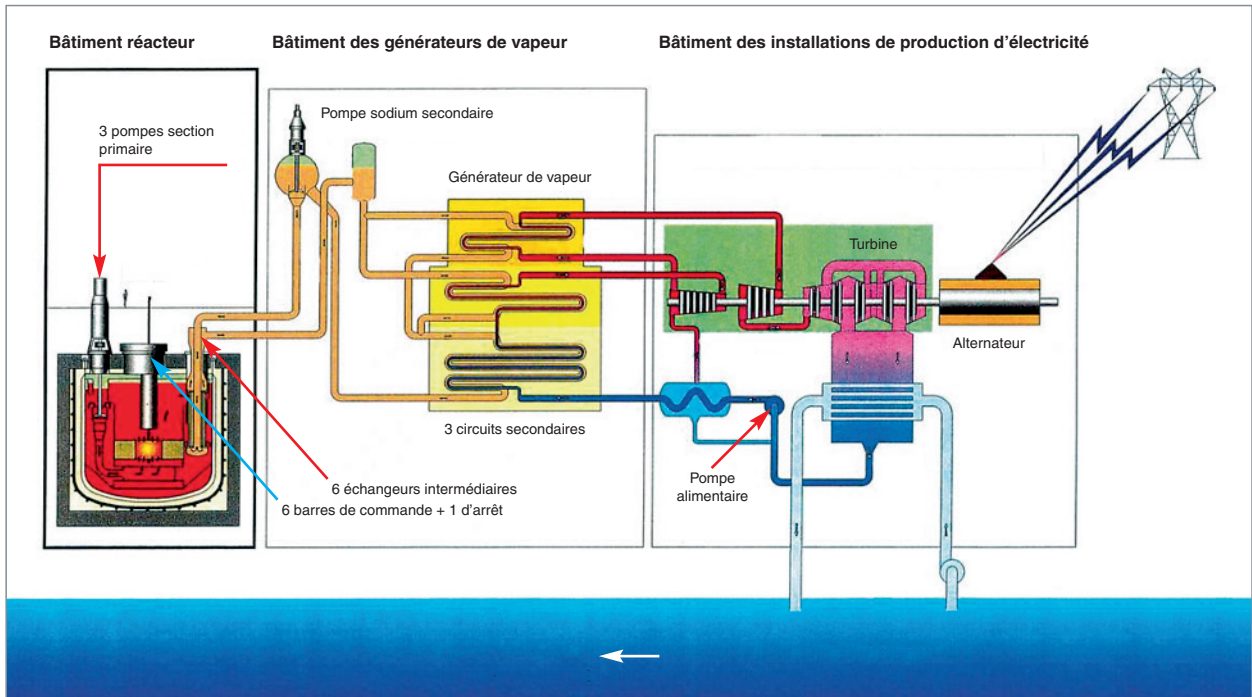


Fig. 25. Les réacteurs refroidis au sodium ont, en général, trois circuits, dits « primaire », « intermédiaire » (ou « secondaire ») et eau/vapeur.

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-

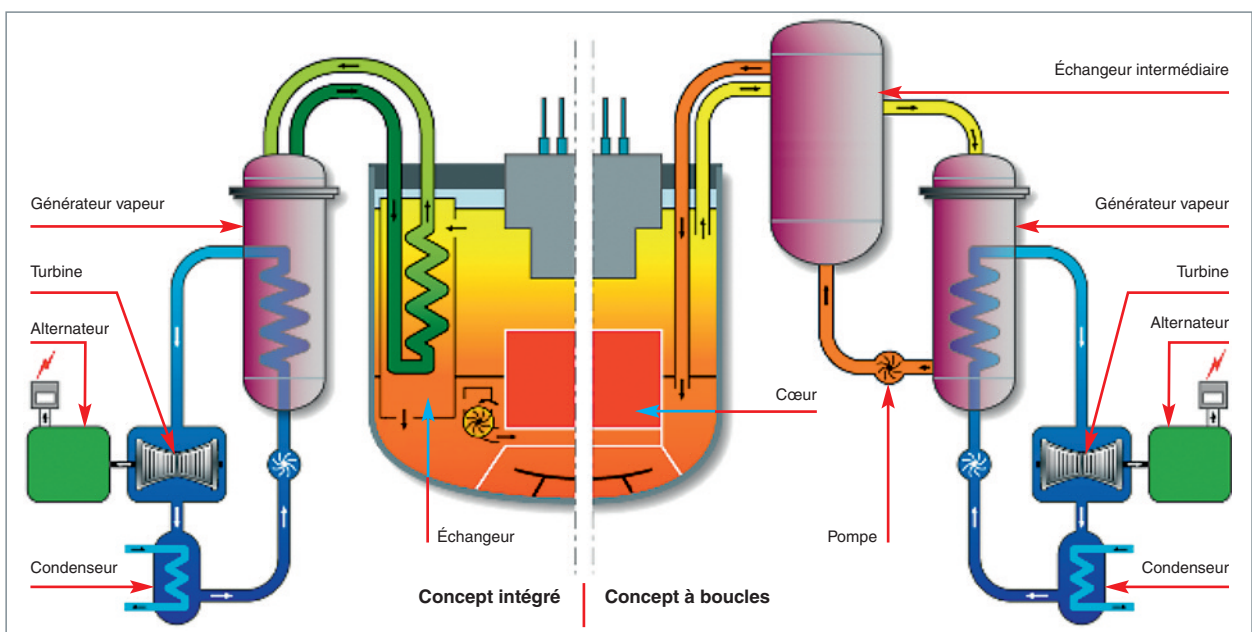


Fig. 26. Schéma de principe de chaudière intégrée / à boucles.

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.

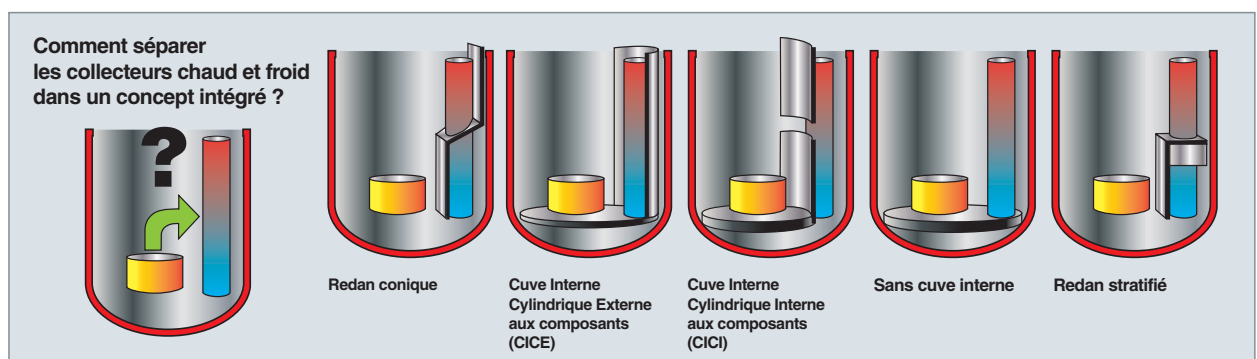


Fig. 27. Séparation des collecteurs chaud et froid dans un concept intégré.

- **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.

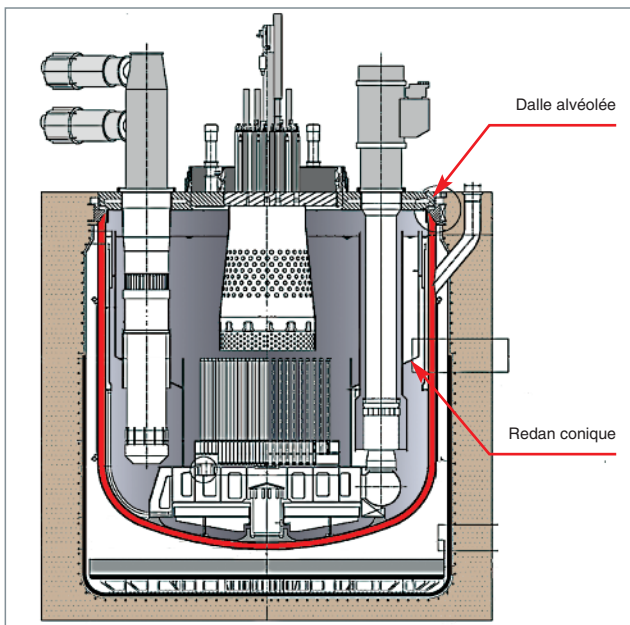


Fig. 28. Exemple de réacteur à redan conique.

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.

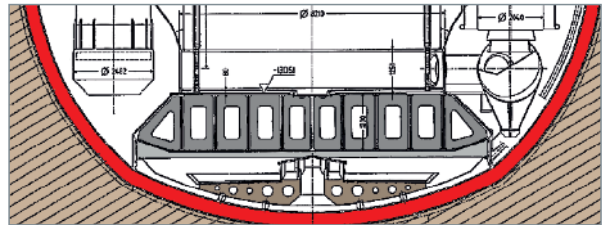


Fig. 29. Supportage de cœur du projet EFR.

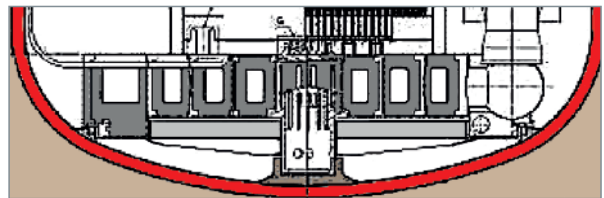


Fig. 30. Exemple de simplification des structures.

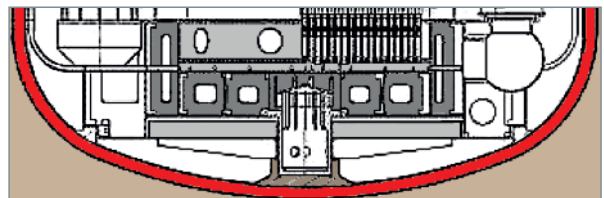


Fig. 31. Exemple de Sommier Platelage Intégré.

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

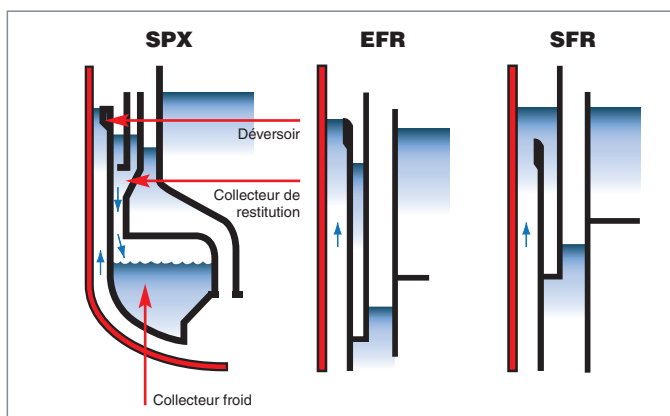


Fig. 32. Exemples de refroidissement de la cuve principale par déversoir.

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-

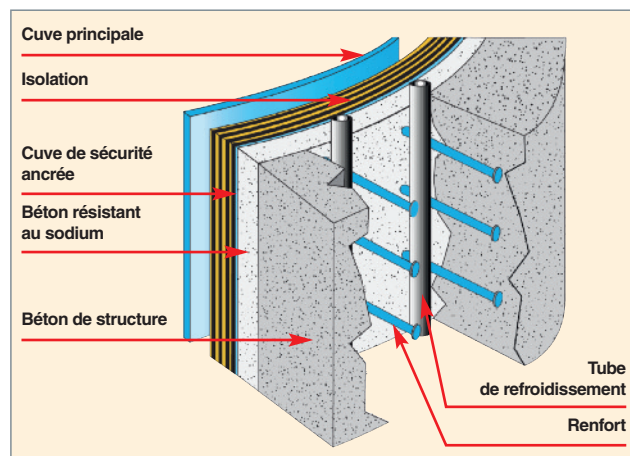


Fig. 33. Schéma de principe d'une cuve de sécurité ancrée au puits de cuve (EFR).

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).

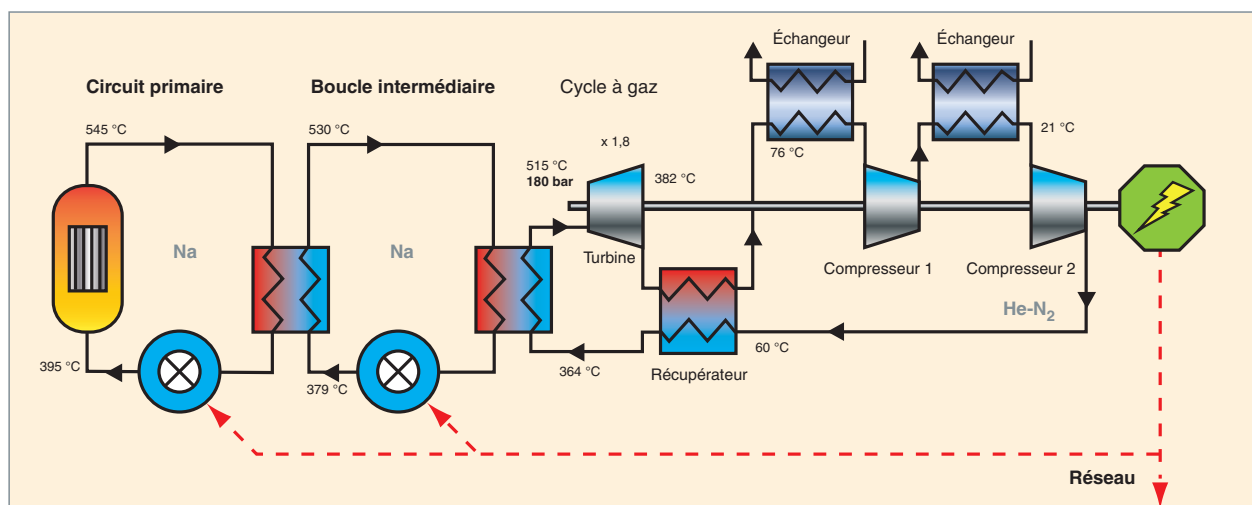


Fig. 34. Schéma de principe d'un système de conversion d'énergie utilisant du gaz azote.



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].

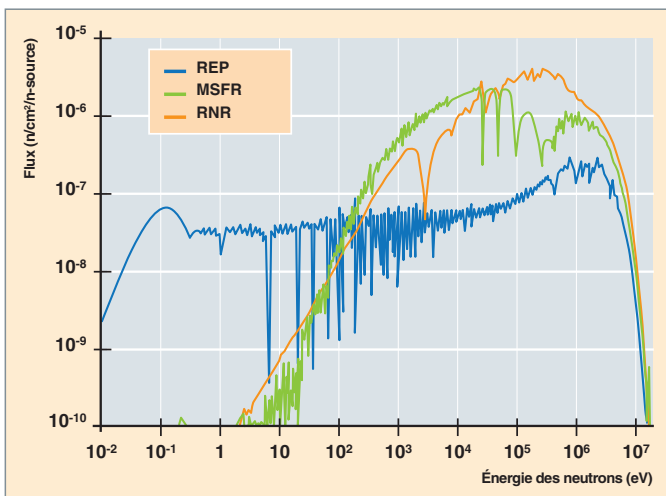


Fig. 36. Spectres comparés de trois types de réacteurs : réacteur à eau sous pression (REP, neutrons thermiques) ; réacteur rapide à sels fondus (MSFR) et réacteur à neutrons rapides à sodium (RNR-Na).

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-

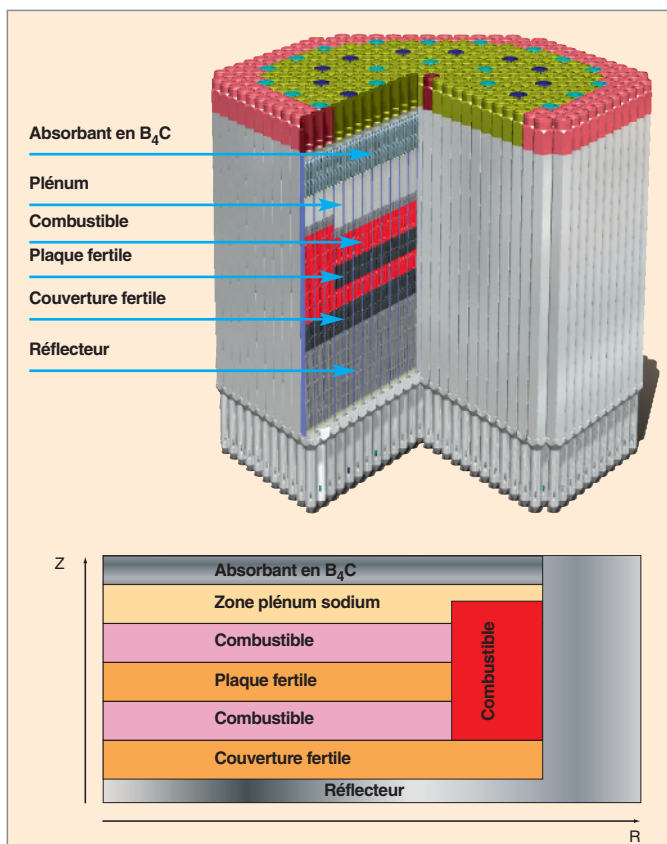


Fig. 37. Représentation en coupe d'un cœur de type « Faible effet de Vidange ».

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.

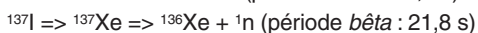
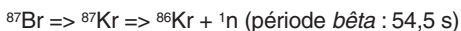
En conclusion, les cœurs de réacteurs rapides disposent de coefficients de contre-réaction thermiques efficaces qui rendent leur pilotage aisé. La recherche d'un coefficient de vidange faible ou nul conduit à des contraintes fortes de conception pour les cœurs de gros réacteurs.

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 déséxcitation peut aussi se faire par émission *gamma*), est quasiment instantanée. Exemples :



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).

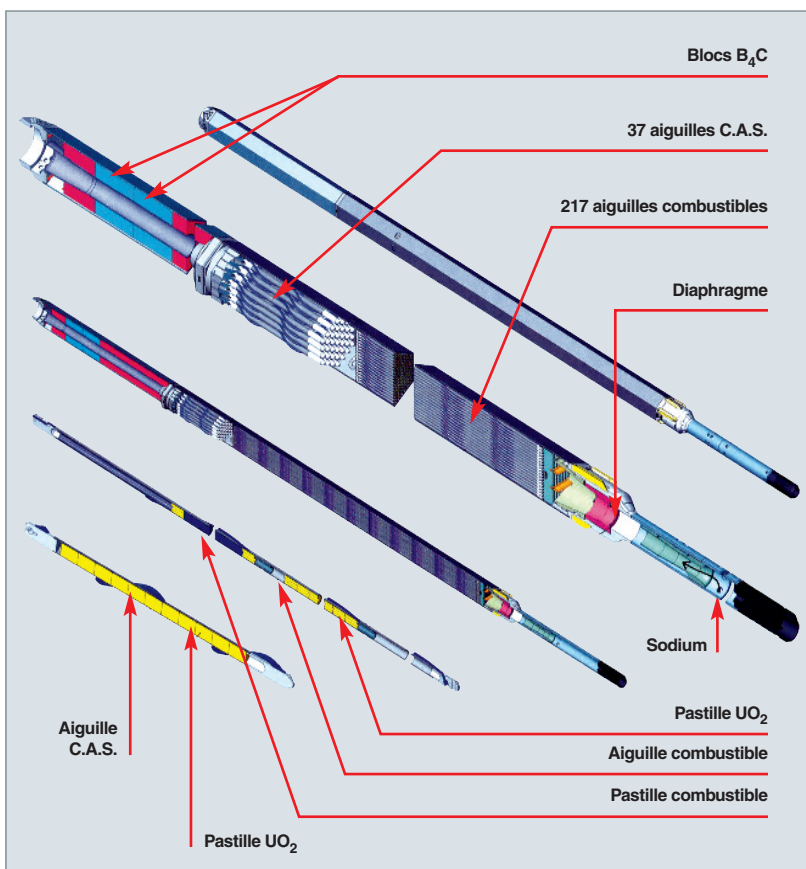


Fig. 39. Gaine et assemblage du réacteur PHÉNIX.

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

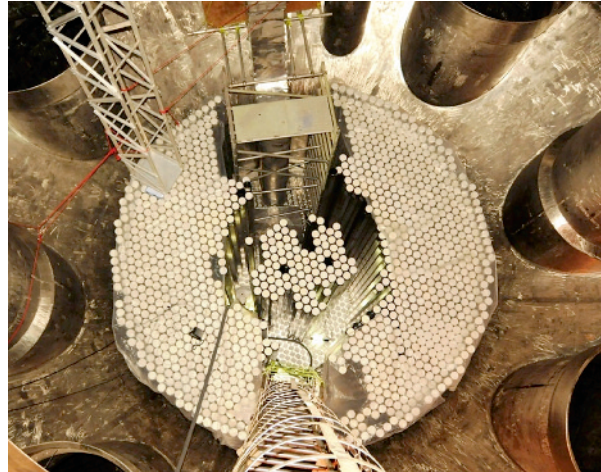


Fig. 41. Le cœur du réacteur indien PFBR.

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.

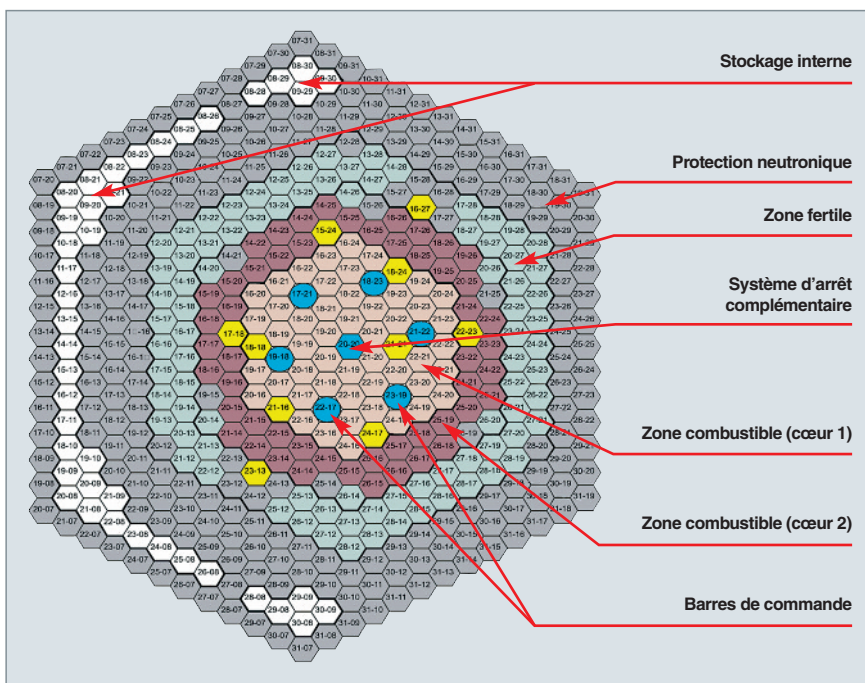


Fig. 40. Architecture générale du cœur du réacteur PHÉNIX.

Historique et bilan de fonctionnement des RNR-Na

Le tout premier KWh produit par un réacteur nucléaire provenait d'un réacteur à neutrons rapides utilisant le **NaK*** comme fluide caloporteur. C'était le 20 décembre 1951, au centre de recherche d'Idaho Falls, aux États-Unis, avec le petit réacteur prototype EBR1. La simplicité de fonctionnement de ce type de réacteur, où l'on peut atteindre des températures importantes, sans monter en pression, est alors

très séduisante et l'URSS, le Royaume-Uni et l'Allemagne se lancent également dans la construction de prototypes de réacteurs rapides. Les réacteurs à eau sous pression ne seront mis au point que beaucoup plus tard, en particulier grâce aux travaux réalisés aux États-Unis, pour les réacteurs embarqués de la marine.

Historique des RNR-Na

La trilogie française

RAPSODIE

Pour la France, alors engagée, dès la fin des années 50, dans un programme de réacteurs à uranium naturel, modérés au graphite et refroidis par gaz carbonique (UNGG), le programme rapide apparaît comme un excellent complément, en particulier grâce aux possibilités de surgénération. Dès 1958, un avant-projet sommaire de réacteur expérimental surgénérateur baptisé RAPSODIE, est établi. Le fluide retenu est le sodium, qui s'est rapidement imposé par rapport au NaK. Le choix du combustible se portera, fin 1962, sur l'oxyde mixte d'uranium et de plutonium.

RAPSODIE est un **réacteur à boucles*** (fig. 42 et 43). À la cuve du réacteur sont reliés deux **circuits primaires***. Chacun d'entre eux transfère sa chaleur à un **circuit secondaire*** sodium, qui évacue l'énergie *via* un échangeur sodium/air. C'est donc un réacteur expérimental sans production d'électricité.

L'installation sera construite entre 1962 et 1966. La mise en sodium sera effectuée en 1966 et la première divergence le 28 janvier 1967. Sa puissance initiale de 20 MW th sera portée rapidement à 24 MW th, puis en 1970, à 40 MW th après réaménagement du cœur (opération Fortissimo).

Il est à noter qu'un certain nombre de choix de conception adoptés sur ce réacteur seront maintenus dans les réacteurs suivants : **assemblages*** hexagonaux, **cuve*** suspendue,

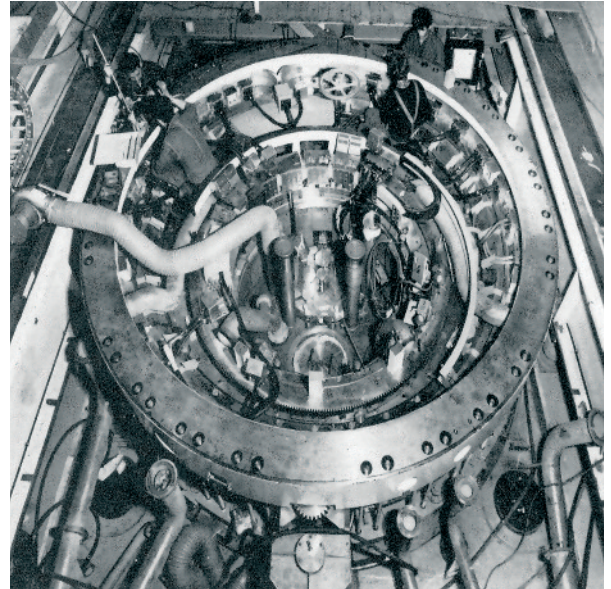


Fig. 43. Vue de dessus des bouchons tournants du réacteur RAPSODIE.

conception générale de l'assemblage, pompe mécanique sodium pour les circuits principaux, échangeurs intermédiaires entre les circuits primaires et secondaires ou **bouchon couvercle cœur*** avec thermocouples de surveillance des assemblages (fig. 44).

Le fonctionnement du réacteur se déroulera avec un excellent taux de disponibilité. Une moisson de résultats sera rapidement obtenue, certains, en particulier, pour les matériaux et

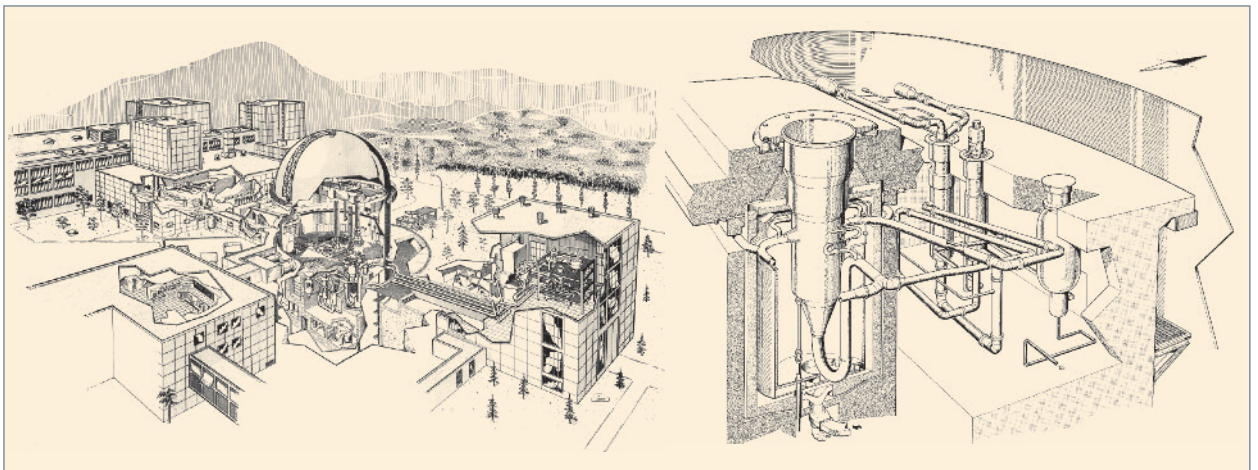


Fig. 42. Le réacteur RAPSODIE.

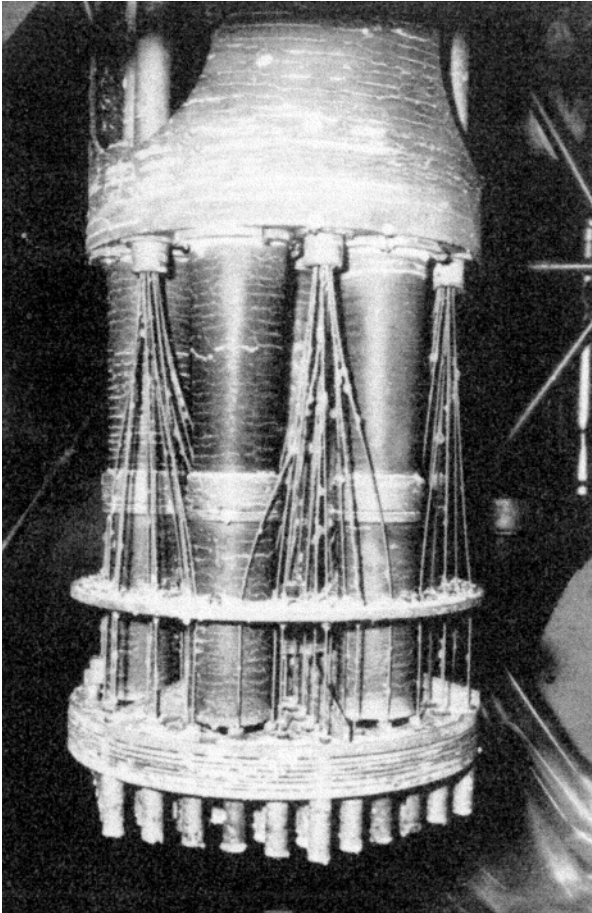


Fig. 44. Le bouchon couvercle cœur du réacteur RAPSODIE, avec ses thermocouples.

pour le combustible, confortant les choix retenus et permettant d'engager les études du réacteur électrogène PHÉNIX dont les principales caractéristiques seront définies dès 1965.

Des incidents viendront cependant perturber le fonctionnement du réacteur, en 1978, ce qui conduira à baisser la puissance du réacteur de 40 à 22,4 MW, le 30 juin 1980, puis à arrêter son fonctionnement, en 1982. En effet, des aérosols de sodium sont détectés dans la double enveloppe du circuit primaire, le 20 octobre 1978. On suspectera la tuyauterie d'entrée de la cuve, mais l'intervention du 1^{er} août 1979 au 2 février 1980 ne fera pas disparaître le défaut. La baisse de débit et de puissance permettra de supprimer les manifestations de fuite. Cependant, une « bouffée » mesurée en 1981, puis des désordres thermo hydrauliques, conduiront à opérer fin 81, en déséquilibrant les débits. En janvier 1982, un défaut d'étanchéité sur la double enveloppe du circuit primaire mettant en communication les volumes d'azote de la double enveloppe et de l'inter-cuve, sera détecté. Le réacteur PHÉNIX démarré en 1973, est maintenant disponible pour reprendre l'ensemble des essais d'irradiation engagés sur RAPSODIE. Il est donc décidé de ne pas s'engager dans une réparation coûteuse et délicate et d'arrêter le réacteur.

L'arrêt définitif de RAPSODIE surviendra le 15 avril 1983, à l'issue d'essais fin de vie assez spectaculaires. En particulier, un essai de déclenchement des pompes primaires, en empêchant la chute des barres de commande, sera effectué, qui démontrera la sûreté intrinsèque de ce type de réacteur. Les durées de fonctionnement auront été de 900 jours à 24 MW, 3 460 jours à 3 460 MW et 1 020 jours à 22,4 MW.

Le réacteur RAPSODIE aura beaucoup apporté à la filière rapide française et aura conforté les choix principaux retenus pour PHÉNIX, en particulier au niveau des matériaux et du combustible. C'est sur RAPSODIE que les méthodes de vaccination du combustible seront mises au point pour éviter les ruptures de gaine. C'est là aussi que les gonflements de matériaux sous flux seront mis en évidence et conduiront aux premières recherches d'amélioration. Les grandes lignes de conception des composants et de l'architecture du cœur auront aussi été validées sur ce réacteur.

PHÉNIX: La première période de fonctionnement

En 1967, l'avant-projet détaillé du réacteur PHÉNIX avait été établi par le CEA, en liaison avec les constructeurs. Le choix retenu était un **réacteur intégré*** avec trois boucles secondaires. Celles-ci comportaient des générateurs de vapeur modulaires, permettant de produire la vapeur d'eau pour le fonctionnement de la turbine. Les premiers résultats de RAPSODIE avaient permis de conforter les principales options de conception (fig. 45).

En février 1968, les travaux préliminaires commencent sur le site, pour un chantier qui sera ouvert en octobre 1968. En 1969, un protocole d'accord est signé entre le CEA et EDF, pour la construction et l'exploitation en commun de la centrale, les dépenses étant partagées à raison de 80 % pour le CEA et de 20 % pour EDF. Ce protocole d'accord sera respecté intégralement, jusqu'à l'arrêt du réacteur, en 2009, soit durant plus de quarante ans.

La première divergence aura lieu en août 1973, après un chantier d'environ cinq ans. L'objectif prioritaire du réacteur sera alors de conforter les options à retenir pour le réacteur SUPERPHÉNIX, déjà à l'étude.

Il fallait prouver la fiabilité des composants et, en général, des options retenues sur ce type de réacteur, améliorer les performances du combustible et démontrer la possibilité du cycle retraitement/fabrication du combustible rapide.

Les années 1974 à 1990 seront riches en enseignements directement transposés pour SUPERPHÉNIX :

- Des problèmes surgissent sur les trois composants principaux : échangeurs intermédiaires, pompes sodium et générateurs de vapeur. Les procédures de lavage/décontamination de ces composants sont mises au point (fig. 46). Les

problèmes sont compris et résolus. L'application en est transposée sur SUPERPHÉNIX, où ces composants n'ont aucun problème durant toute la période de fonctionnement ;

- pour le combustible, les améliorations apportées au matériau de gaine et de **tube hexagonal***, permettent d'augmenter la durée de vie et de diminuer fortement les gonflements mesurés sur RAPSODIE. L'amélioration de ces mêmes matériaux et la meilleure compréhension des phénomènes d'interaction combustible/gaine favorisent la suppression des ruptures de gaine. Il n'y en aura plus sur PHÉNIX après 1988, et il n'y en aura aucune sur SUPERPHÉNIX. Le combustible type SUPERPHÉNIX sera, par ailleurs, testé dans le réacteur ;
- pour le cycle du combustible, 520 assemblages seront retraités, produisant 4,4 tonnes de Pu, dont 3,3 tonnes seront réutilisées pour fabriquer des assemblages qui seront brûlés dans le réacteur. Cette expérience reste, à ce jour, unique au niveau mondial. Le **taux de surgénération*** mesuré sera de 1,16 ;
- le retour d'expérience de l'ensemble de la technologie sodium permettra de comprendre un certain nombre de phé-

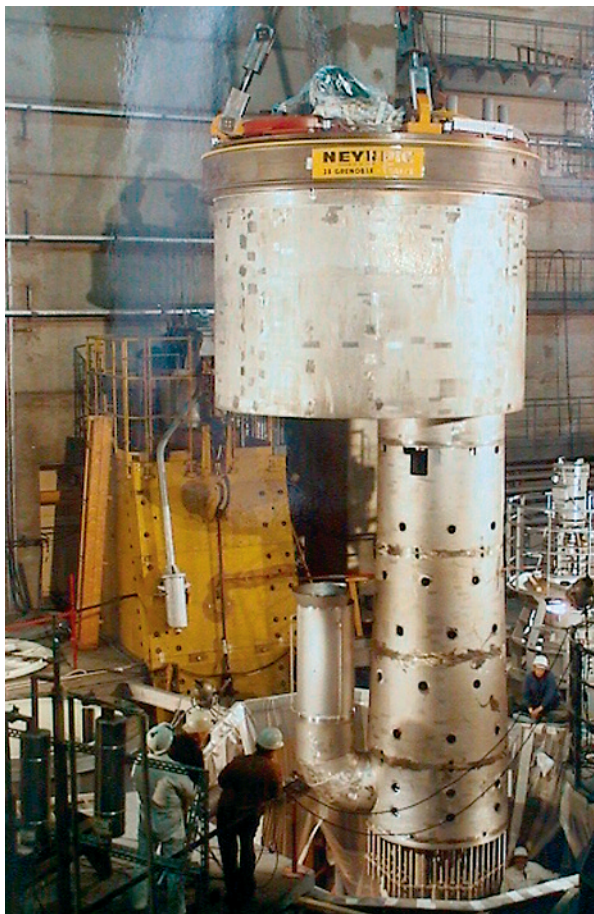


Fig. 45. Le bouchon couvercle cœur du réacteur PHÉNIX.

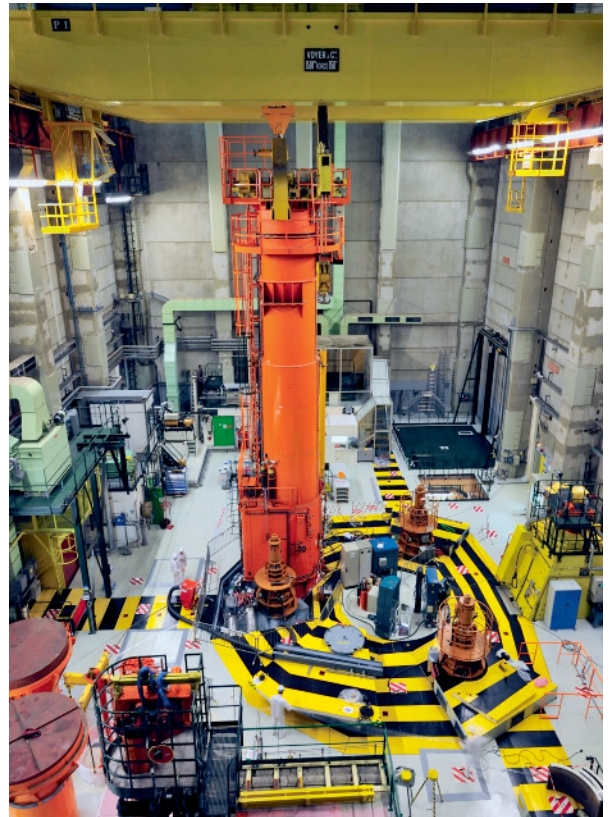


Fig. 46. Hotte de maintenance des gros composants PHÉNIX.

nomènes, comme le **faïençage thermique***, et de minimiser les mises au point et les difficultés. Par exemple, il y aura cinq réactions sodium-eau sur PHÉNIX et aucune sur SUPERPHÉNIX. Il y aura trente-deux fuites sodium sur PHÉNIX et trois mini-fuites sur SUPERPHÉNIX.

Tout cela s'effectuera dans un cadre de fonctionnement très satisfaisant, puisqu'on gardera sur cette période un taux de charge d'environ 60 %, avec des rejets extrêmement faibles et une dosimétrie inférieure d'un facteur dix à celle du parc de réacteurs à eau existant.

SUPERPHÉNIX

Dès 1970, et alors que le réacteur PHÉNIX n'avait pas encore divergé, le CEA travaillait sur un projet de rapide sodium de 1 000 MWe appelé « MIRA ». Finalement, EDF préférera porter la puissance à 1 200 MWe. En juillet 1974, trois producteurs d'électricité (EDF, ENEL et RWE) se regroupent dans la société NERSA pour construire et exploiter en France le réacteur SUPERPHÉNIX qui sera construit sur le site de Creys-Malville (Isère)². C'est donc un réacteur européen, financé à 33 % par l'Italie, 16 % par l'Allemagne, et 51 % par la France.

2. Au lieu-dit « Malville », sur la petite commune rurale de Creys-Mépieu. (NDE.)

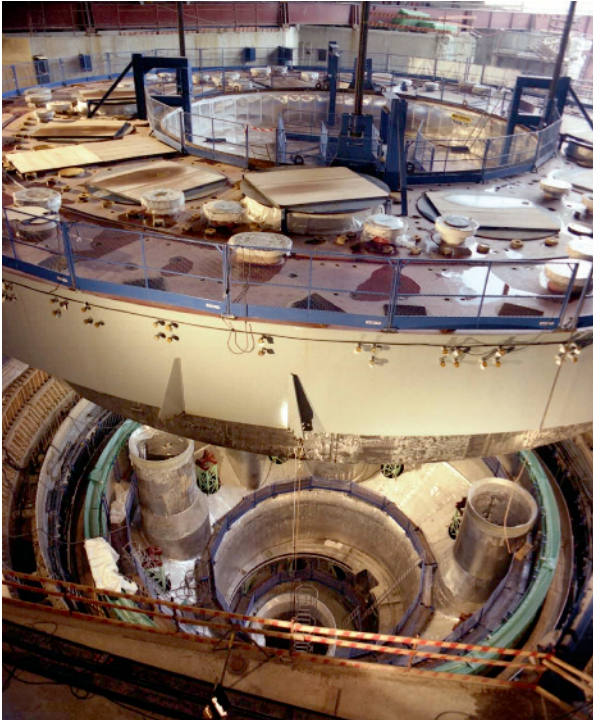


Fig. 47. Descente de la dalle de SUPERPHÉNIX sur le bloc réacteur (novembre 1980).

La construction de ce réacteur débute sur le site, fin 1976, et se poursuivra jusqu'en milieu d'année 1983 (fig. 47-50). Après mise en sodium et essais de réception, la première divergence du réacteur a lieu le 7 septembre 1985. La pleine puissance est atteinte le 9 décembre 1986. Durant ces dix années, l'ensemble des résultats obtenus sur PHÉNIX sont intégrés dans la conception du réacteur et de son combustible.

Grâce à cette expérience, le réacteur ne connaîtra que trois incidents dans la partie sodium :

- En mai 1987, une fuite sodium est constatée sur le **barillet***, vers la **cuve de sécurité*** qui l'entoure. Cette fuite se révèle due à la corrosion d'un acier proposé par le partenaire allemand et non utilisé et validé pour PHÉNIX. Cet équipement est remplacé en dix-huit mois par une enceinte en gaz qui permet le transfert des assemblages combustibles neufs et irradiés, mais qui ne permet plus l'entreposage du combustible, ce qui pénalisera le fonctionnement de l'installation ;
- en 1990, une pollution du sodium primaire due à une entrée d'air dans l'argon du ciel de pile, est détectée. On en découvre l'origine : une membrane défectueuse sur un compresseur. Petite cause, mais grand effet, car pour d'autres raisons politiques et administratives, le réacteur ne pourra redémarrer qu'en 1994 ;
- enfin, en 1995, une fuite d'argon sur le tube d'alimentation d'une cloche d'échangeur, est localisée et réparée *in situ*.

Le nombre d'incidents aura donc été extrêmement faible pour un réacteur prototype de cette taille.

On notera cependant deux problèmes importants dans la partie classique du réacteur :

- Le toit de la salle des machines s'effondre en 1990, à la suite d'une chute de neige exceptionnelle ;
- l'existence de deux turbines de 600 MWe, au lieu de la turbine 1 200 MWe prévue initialement, a conduit à des difficultés de fonctionnement importantes dans les premières années (pompages, coups de bélier, etc.) et à des baisses notables du coefficient de disponibilité.

Cela étant, le problème du réacteur a surtout été médiatique. Dès 1986, une violente opposition, relayée par les écologistes et les medias, conteste dans des formes parfois violentes, la

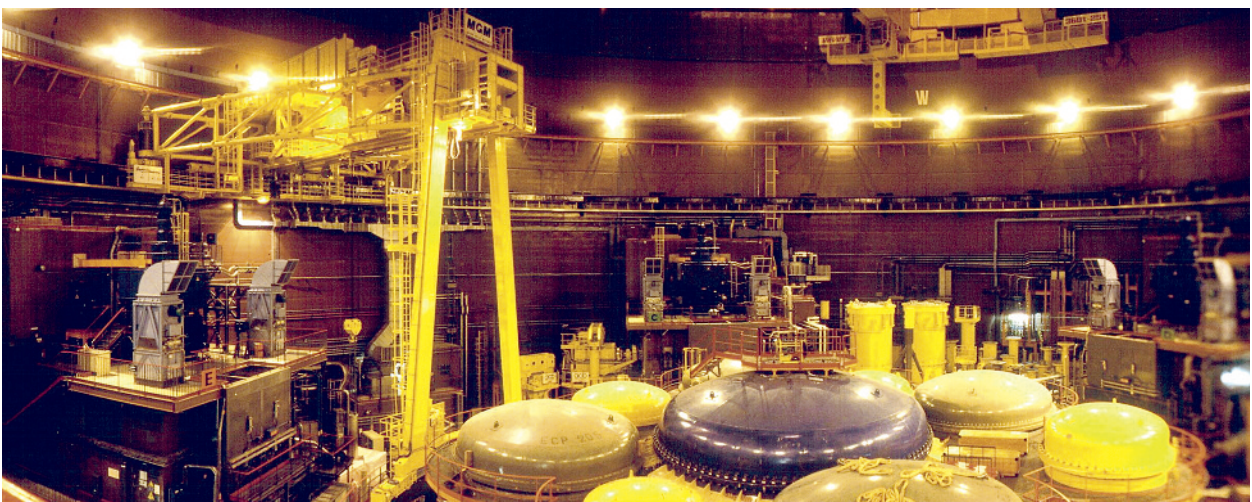


Fig. 48. Le dôme de SUPERPHÉNIX.

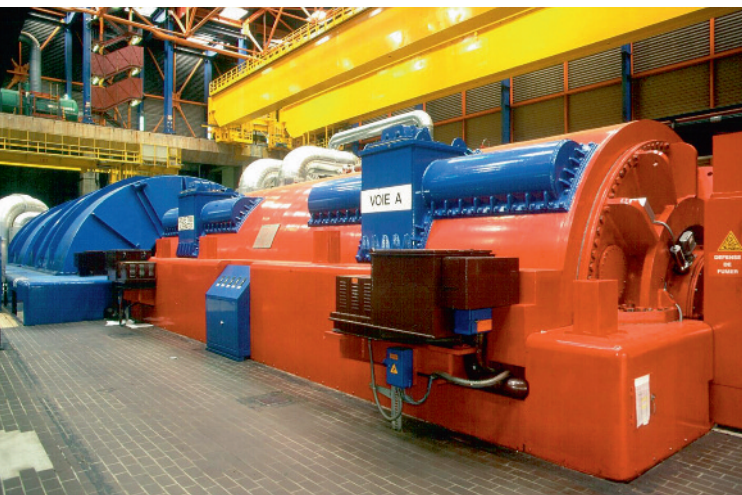


Fig. 49. L'une des turbines de SUPERPHÉNIX.

construction puis le fonctionnement de ce réacteur. Il y aura un mort, lors d'une manifestation antinucléaire sur le site, et même un tir de roquette sur le bâtiment du réacteur. Cette pression politique et médiatique intense, conduira à de nombreux arrêts pour des raisons administratives.

Sur les dix années d'opération du réacteur on connaîtra 54 mois de procédures administratives pendant lesquelles le réacteur est en état de fonctionner, mais n'y est pas autorisé, pour 53 mois de réel fonctionnement.

Ce fonctionnement a été fractionné en quatre périodes dont la plus longue est de dix-sept mois et dont certaines sont séparées par quatre années d'inactivité forcée. Ce n'était certainement pas le meilleur contexte pour prendre en main ce prototype. Cependant, la dernière période de fonctionnement verra un taux de charge de 57 %, avec un réacteur en fonctionnement quasi continu, la dernière année.

Le réacteur sera arrêté en 1997 pour des raisons à la fois politiques et économiques. Cet arrêt a lieu indépendamment de l'avis des autorités de sûreté, pour lesquelles des travaux complémentaires importants avaient été effectués et qui avaient émis un avis favorable sur la poursuite du fonctionnement.

Il sera arrêté dans la plus grande urgence et, par conséquent, au plus mauvais moment pour le contribuable français, avec un cœur partiellement brûlé et un cœur neuf non utilisé (coût d'environ deux milliards de francs), soit environ 24 TWh disponibles et non utilisés [3]. De plus, EDF se trouvera dans l'obligation de rembourser ses partenaires, soit la moitié du coût du projet du réacteur (coût d'investissement d'environ 26 milliards de francs), alors que, comme le signalait le rapport de la Cour des comptes, un arrêt fin 2000 aurait correspondu à la fin du protocole signé avec la société Nersa³ [3].

3. Société Centrale nucléaire européenne réunissant EDF (51 %), la société italienne ENEL (33 %) et la société allemande SBK (16 %). (NDE.)



Fig. 50. SUPERPHÉNIX, vu d'avion.

Il restera de ce fiasco une impression dans les médias et dans la perception du public que SUPERPHÉNIX était un « grand zinzin », toujours en panne ou à l'arrêt, alors que ce prototype avait parfaitement intégré l'expérience du réacteur PHÉNIX, et aurait permis de conforter l'avance française dans cette technologie.

L'après SUPERPHÉNIX

L'arrêt de SUPERPHÉNIX a pour première conséquence d'arrêter les études engagées sur le projet de réacteur européen : EFR (*European Fast Reactor*).

Quant à PHÉNIX, le réacteur est arrêté, à la suite des arrêts d'urgence pour réactivité négative (AU/RN) survenus en 1989 et 1990. Une autorisation de redémarrage sera accordée en 1991 pour deux cycles, mais il sera finalement décidé de procéder à une réévaluation de sûreté du réacteur pour vérifier son état et pour se mettre aux nouvelles normes de sûreté qui ont évolué depuis les années 60. Cette réévaluation sera suivie d'une période de rénovation (fig. 51), qui ne se terminera que début 2003.

Cette rénovation entraînera un certain nombre de travaux d'amélioration de sûreté :

- Adjonction d'une **barre de commande*** centrale, appelée « système d'arrêt complémentaire » (SAC), capable d'arrêter seule le réacteur ;
- nouveaux systèmes d'évacuation ultime de **puissance résiduelle*** ;
- mise de la centrale aux nouvelles normes sismiques ;
- dispositions anti-incendie ;
- installation de nouvelles perches et centrales de mesure de surveillance ;
- réparation/modification des générateurs de vapeur.

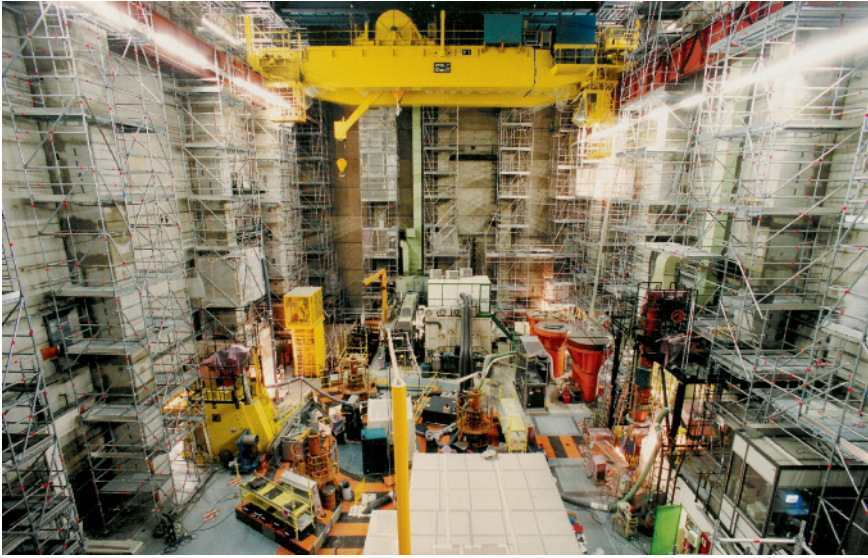


Fig. 51. Le hall du réacteur PHÉNIX durant les travaux de rénovation.

Les travaux d'inspection permettront des avancées notables dans le domaine des inspections en service des réacteurs rapides sodium. En particulier, une vidange partielle de la cuve primaire sera effectuée avec pour objectif l'inspection visuelle des structures internes. Des développements sur les mesures à ultrasons permettront aussi d'inspecter des soudures de structures totalement immergées en partie basse du réacteur.

Il est à noter que seuls deux circuits secondaires seront réparés et que le réacteur fonctionnera donc à deux tiers de puissance.

Le fonctionnement final de PHÉNIX

Au terme de tous ces travaux, et après douze réunions du Groupe Permanent Réacteurs (GPR), entre 1986 et 2002, l'autorisation de reprise du fonctionnement sera donnée en janvier 2003.

L'objectif principal est de réaliser le programme d'essais de transmutation des actinides initialement prévu sur SUPERPHÉNIX.

Après une année 2003 difficile (réaction sodium-eau, fuite de sodium sur une vanne, difficultés sur le contrôle commande...), le réacteur atteindra sa pleine puissance de manière stable, fin 2003, et fonctionnera avec des taux de charge corrects jusqu'en 2009. Il s'arrêtera en mars 2009, ayant épuisé le nombre de 720 jours équivalents pleine puissance (JEPP) alloué par l'autorité de sûreté.

Ce fonctionnement permettra de réaliser un important programme d'essais portant sur les possibilités de transmutation des actinides mineurs.

Le réacteur aura donc fonctionné trente-cinq ans avec une production globale de 26 milliards de KWh pour 4 580 jours de fonctionnement équivalents pleine puissance.

Les réacteurs rapides sodium dans le monde

Le tableau 6, *infra*, p. 54, présente l'ensemble des réacteurs rapides sodium dans le monde, soit, en 2012, six réacteurs en opération, treize arrêtés et deux en construction.

L'aventure des réacteurs rapides commence aux États-Unis, à Los Alamos, avec le petit réacteur expérimental CLÉMENTINE, de 25 KW, chargé en plutonium, avec comme caloporteur le mercure. Ce réacteur est opérationnel en 1949 et vise essentiellement à valider des études neutroniques. En 1951, le réacteur EBR-1, à Idaho est le premier réacteur nucléaire au monde, à produire de l'électricité. Ce réacteur fonctionne au NaK, un caloporteur qui présente l'avantage d'être liquide à température ambiante. Ce type de réacteur rapide, qui a une neutronique robuste, qui fonctionne sans pression et qui peut être surgénérateur, est alors très attractif et l'ensemble des grandes puissances économiques de l'époque se lance dans la construction de réacteurs expérimentaux destinés à tester la technologie et à préparer la construction éventuelle de futurs réacteurs de puissance.



Fig. 52. Au premier plan, le réacteur PFR, et au second plan DFR, sur le site de Dounreay, au nord de l'Écosse.

Les Russes démarrent BR 5/BR 10 en 1958, puis BOR 60 en 1968. Le Royaume-Uni démarre DFR (fig. 52) à Dounreay (encore un réacteur au NaK) en 1959. Les Américains EBR-II en 1961, EFFBR en 1963, SEFOR en 1969, puis FFTF en 1980. Les Français démarrent RAPSODIE en 1967 et les Allemands KNK-II en 1977, comme les Japonais avec JOYO. Sur tous ces réacteurs expérimentaux, de nombreuses collaborations et de nombreux échanges techniques ont lieu, qui aboutissent à un certain nombre de consensus, en particulier sur l'abandon du NaK, sur les premiers choix de matériaux pour ces réacteurs et sur la chimie du sodium. Par contre, un certain nombre d'options resteront ouvertes, comme, par exemple : choix du type de combustible, cuve posée ou pendue, réacteur à boucles ou réacteur intégré, etc.

Cette phase expérimentale aura également le mérite de démontrer la faisabilité de réacteurs de puissance. La Russie démarre BN 350 en 1972 (130 MWe), la France PHÉNIX (250 MWe) en 1973, et le Royaume-Uni PFR (250 MWe) en 1974.

Mais les temps ont changé. De nouvelles ressources en uranium ont été découvertes. Les progrès réalisés sur les réacteurs à eau sous pression, dans les années 60 et 70 à partir des développements sur les réacteurs de propulsion des sous-marins, sont spectaculaires et rendent désormais ces réacteurs très compétitifs. Les États-Unis arrêteront FFTF en 1993, sans projets à la suite, car leurs efforts se sont reportés sur la filière à eau. Les Allemands, qui ont construit le successeur de KNKII, SNR 300, ne le démarreront jamais. Le mauvais fonctionnement de PFR, joint à la découverte de pétrole dans la mer du Nord, conduit le Royaume-Uni à se désengager de la filière. Les accidents de Three-Mile Island, puis de Tchernobyl, conduisent, par ailleurs, à un ralentissement général du nucléaire dans le monde occidental.

Seuls, la Russie qui démarre BN 600 en 1980, et la France qui, forte des bons résultats obtenus sur PHÉNIX, démarre SUPERPHÉNIX, en 1997, poursuivent leur programme industriel sur les réacteurs rapides. Le Japon démarrera aussi MONJU en 1994.

L'Inde est un cas particulier. Une collaboration active avec la France avait débuté très tôt sur RAPSODIE, mais avait dû être stoppée, parce que l'Inde n'avait pas signé le traité de non-prolifération. Cette collaboration historique conduira au démarrage, en 1985, du FBTR, réacteur clone de RAPSODIE mais avec un combustible carbure et un petit générateur de vapeur (13 MWe).

Quant à la Chine, avec sa volonté récente de tester toutes les filières, elle achètera aux Russes un petit réacteur rapide expérimental, le CEFR (fig. 53), qui a divergé en 2010.

L'arrêt pour raisons politiques de SUPERPHÉNIX et les déboires de MONJU (fig. 54), continueront à limiter la progression de cette filière dans les pays occidentaux. Par ailleurs, le



Fig. 53. Réacteur CEFR (Chine).

nucléaire, en général, a été fortement ralenti, voire – après l'accident de Fukushima – abandonné dans certains pays comme l'Allemagne.

Actuellement, seuls la Russie, avec la construction en cours de BN 800 (800 MWe) et l'Inde avec la construction en cours de PFBR (500 MWe) ont des réacteurs de puissance en construction, dans le cadre d'un développement programmé de cette filière.

Nous voyons donc qu'une expérience cumulée importante existe pour cette filière, avec, en 2012, 418 années cumulées de fonctionnement pour l'ensemble de ces réacteurs. Cette valeur est à prendre comme un ordre de grandeur. En effet, elle inclut par définition les périodes d'arrêt dues à des indisponibilités d'origine techniques ou administratives. De plus, l'expérience industrielle des premiers réacteurs demeure limitée, parce que ce sont des réacteurs de petite taille, sans générateurs de vapeur, exclusivement réservés à la recherche.

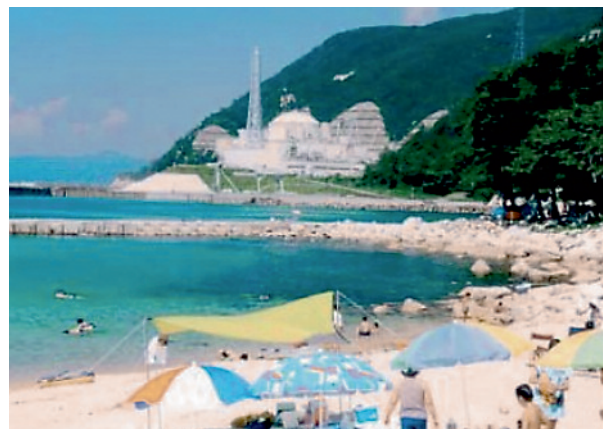


Fig. 54. Réacteur MONJU (vu de la plage).



Fig. 55. Construction du réacteur russe BN 800 (juillet 2006).



Fig. 56. Introduction de la dalle dans le bloc réacteur du PFBR, à Kalpakkam (Inde).

Malgré tout, l'expérience cumulée reste très significative et a été largement intégrée dans la conception des deux réacteurs de puissance aujourd'hui en construction BN 800 (Russie) [fig. 54] et PFBR (Inde) [fig. 56], ainsi que dans un certain nombre de projets à l'étude dans le monde.

Joël GUIDEZ,
Direction de l'énergie nucléaire

► Bibliographie

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

SAUVAGE (J.-F.), *Phénix, une histoire de cœur et d'énergie*, CEA Marcoule.

VENDRYES (G.), *Superphénix, Pourquoi ?*, EDP Sciences, 1997, coll. « Nucleon ».

Tableau 6.

Les réacteurs rapides sodium dans le monde (2012)				
Réacteur (pays)	Puissance thermique (et électrique) MW	Première divergence	Arrêt définitif	Nombre d'années de fonctionnement
EBR-I (États-Unis) (NaK)	1,4 (0,2)	1951	1963	12
BR-5/BR-10 (Russie)	8 (0)	1958	2002	44
DFR (Royaume-Uni) (NaK)	60 (15)	1959	1977	18
EBR-II (États-Unis)	62,5 (20)	1961	1991	30
EFFBR (États-Unis)	200 (61)	1963	1972	9
RAPSODIE (France)	40 (0)	1967	1983	16
BOR-60 (Russie)	55 (12)	1968		44
SEFOR (États-Unis)	20 (0)	1969	1972	3
BN-350 (Kazakhstan)	750 (130)	1972	1999	27
PHÉNIX (France)	563 (250)	1973	2009	36
PFR (Royaume-Uni)	650 (250)	1974	1994	20
JOYO (Japon)	50-75/100 (0)	1977		35
KNK-II (Allemagne)	58 (20)	1977	1991	14
FFTF (États-Unis)	400 (0)	1980	1993	13
BN-600 (Russie)	1 470 (600)	1980		32
SUPERPHÉNIX (France)	3 000 (1240)	1985	1997	12
FBTR (Inde)	40 (13)	1985		27
MONJU (Japon)	714 (280)	1994		18
CEFR (Chine)	65 (25)	2010		2
PFBR (Inde)	1 250 (500)	En construction		
BN-800 (Russie)	2 100 (880)	En construction		
Total				418

Le bilan de fonctionnement des RNR-Na dans le monde

Une expérience cumulée importante existe pour cette filière, avec, en 2012, 418 années cumulées de fonctionnement de l'ensemble de ces réacteurs rapides sodium.

Les premiers de ces réacteurs ont été des réacteurs expérimentaux de faible puissance sans production industrielle d'électricité (DFR, EBR II, RAPSODIE, BOR 60, JOYO, KNK II, FBTR) [1]. Le réacteur ENRICO FERMI, dont la période de fonctionnement fut très courte, et FFTF, qui ne comprenait pas de système de production d'électricité, ne peuvent être retenus pour des analyses de fonctionnement.

Des difficultés de fonctionnement importantes sont apparues sur trois réacteurs de puissance :

BN 350

Ce réacteur, arrêté en 1999 et en cours de démantèlement, présente un bilan contrasté. Il a connu d'assez nombreux incidents (ruptures de gaines, réactions sodium-eau violentes dans les générateurs de vapeur...) [2], mais a néanmoins présenté un bon taux de charge sur une période d'une vingtaine d'années. En dehors des premières années de fonctionnement (1972 à 1975), marquées par des difficultés, notamment des défauts des générateurs de vapeur, le taux de charge a été, de 1976 à 1995, égal à 85 % (rapporté à la puissance maximale autorisée : 750 MWth puis 500 MWth pour une puissance nominale initiale de 1 000 MWth). Les dernières années, jusqu'à l'arrêt définitif, le réacteur a très peu fonctionné, du fait du manque de financement, à la fois pour l'approvisionnement des éléments du cœur (barres de commande et combustible) et pour conduire les nécessaires opérations d'amélioration de la sûreté.

Le retour d'expérience de ce réacteur a été intégré dans la conception du réacteur BN 600.

PFR

Ce réacteur de puissance comparable à celle de PHÉNIX, a été divergé dans la même période (1974) à Dounreay (Écosse). Jusqu'en 1986, le taux de charge annuel n'a pas dépassé 12 %, principalement à cause d'un défaut de conception des modules évaporateurs des générateurs de vapeur (jonction tubes plaque). Ce taux, pendant la meilleure période de fonctionnement (1986-1991), a été en moyenne de 39 %,



Fig. 57. Le réacteur PFR, à Dounreay, Écosse.

limité encore par les générateurs de vapeur, cette fois pour une question de matériau. Le réacteur a été arrêté définitivement en 1994.

MONJU

Une fuite de sodium secondaire importante (640 kg) s'est produite lors des essais de démarrage, en 1995. Une revue de sûreté complète de l'installation a été effectuée. Des travaux d'amélioration ont été définis pour remédier aux points faibles révélés par l'incident, principalement concernant la protection contre les fuites sodium. Ces travaux ont été réalisés de 2005 à 2007, après une longue période d'approbation par l'autorité de sûreté et les pouvoirs locaux. Depuis, le réacteur prépare son redémarrage. Un programme de communication très important a accompagné cette longue phase d'arrêt pour tenter de regagner la confiance des riverains.

Après l'accident de Fukushima, l'objectif de redémarrage de MONJU a été réaffirmé officiellement.



Fig. 58. Le réacteur MONJU.

Il reste alors trois exemples de réacteur rapide sodium avec une production d'électricité significative, pour lesquels on dispose de données détaillées permettant une analyse des taux de charge : PHÉNIX, SUPERPHÉNIX et BN 600. Les taux de charge évoqués sont les rapports entre les puissances électriques nettes fournies au réseau, par rapport à la puissance fournie si le réacteur avait fonctionné à 100 % du temps à puissance nominale.

PHÉNIX

Les trente-cinq ans de fonctionnement de la centrale correspondent à quatre phases [3] :

- Une phase, de 1974 à 1990, de fonctionnement et de démonstration pour la filière ;
- une phase d'investigation à la suite des arrêts automatiques par réactivité négative (AU/RN), de 1990 à 1993 ;
- une phase de rénovation, de 1994 à 2002 ;
- une phase de fonctionnement final à 2/3 de puissance, de 2003 à 2009.

Les pertes de production dans les deux phases de fonctionnement s'analysent comme suit.

Fonctionnement du réacteur PHÉNIX, de 1974 à 1990

Durant cette période, des défauts de conception sur les échangeurs intermédiaires (et, à un degré moindre, sur les pompes primaires) ont conduit à sortir l'ensemble des composants primaires pour réparation et modification.

De même, les réactions sodium-eau survenues sur des modules resurchauffeurs des générateurs de vapeur en 1982 et 1983, et nécessitant le remplacement de l'ensemble des resurchauffeurs, entraîneront des indisponibilités.

Les fonctionnements à deux boucles secondaires sur trois et 2/3 de puissance, possibles sur le réacteur, ont permis de minimiser certaines pertes de production pendant les travaux. Malgré ces événements, la valeur moyenne du taux de charge (rapporté à une puissance nominale de 250 MWe) sur l'ensemble de la période a été d'environ 60 % (21,4 TWh produits en 16,5 années).

La figure 59 résume les pertes de production sur cette période. On constate la part importante des générateurs de vapeur (15 %) et des échangeurs intermédiaires (30 %), qui sont à eux seuls à l'origine d'environ la moitié des pertes.

Durant cette période, le réacteur a parfaitement joué son rôle de prototype :

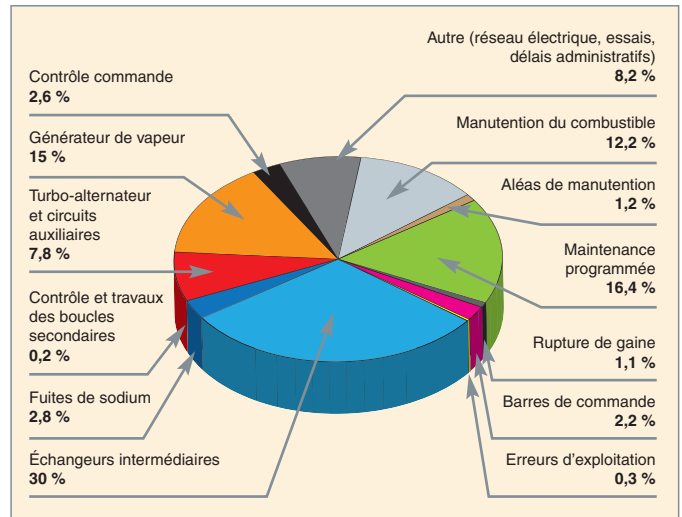


Fig. 59. Distribution des pertes de production PHÉNIX de 1974 à 1990 (en % de la production électrique perdue).

- Au niveau des composants. Les défauts de conception sur les échangeurs, les pompes et les générateurs de vapeur ont été pris en compte pour SUPERPHÉNIX, où ces composants n'ont montré aucun des problèmes du prototype ;
- au niveau des matériaux. Les matériaux utilisés sur PHÉNIX (notamment l'acier 316 L) sont qualifiés pour SUPERPHÉNIX à l'exclusion de l'acier 321, sensible à la fissuration en relaxation, et qui sera donc abandonné.

Fonctionnement du réacteur, de 2004 à 2009

Après une phase de redémarrage en 2003, perturbée par une cinquième réaction sodium-eau, le réacteur a eu un bon fonctionnement de 2004 à 2009.

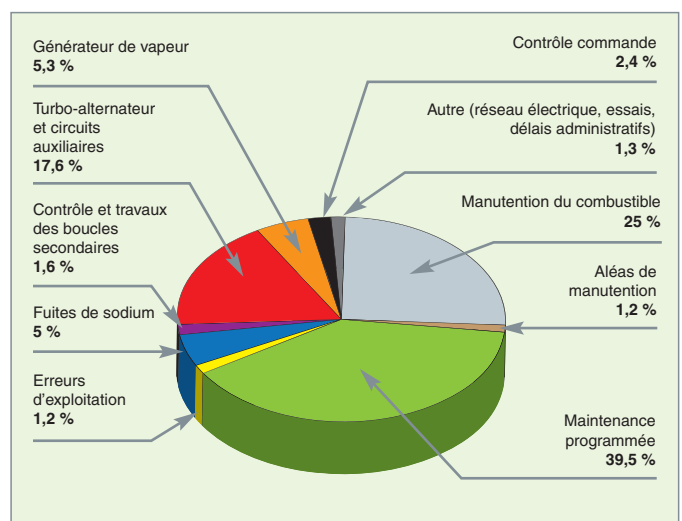


Fig. 60. Distribution des pertes de production de la centrale PHÉNIX de 2004 à 2008.

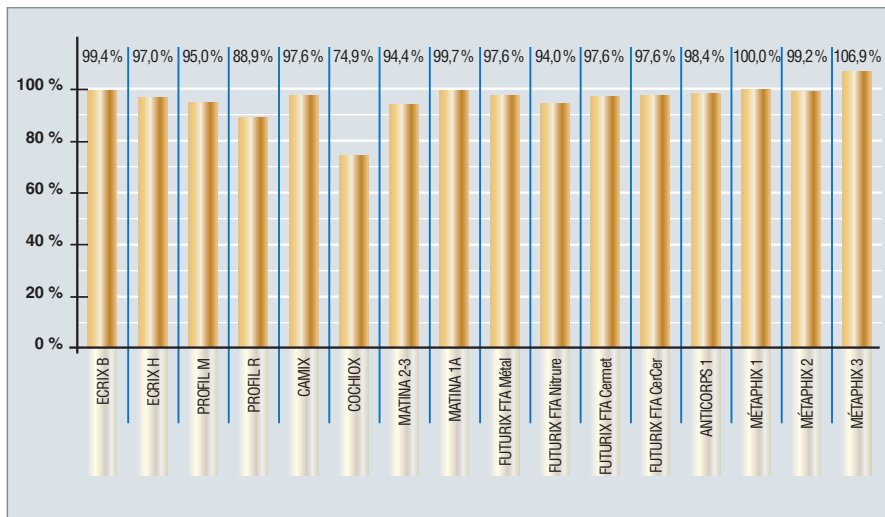


Fig. 61. Durées effectives d'irradiation atteintes, par rapport aux objectifs visés pour l'ensemble des expériences de transmutation sur PHÉNIX.

Le **taux de disponibilité** annuel moyen de la centrale, de 2004 à 2008 (hors durée prévisionnelle des arrêts programmés, définition propre, à l'exploitant), est de 75 % et le taux de charge de 50 % (rapporté à une puissance autorisée de 145 MWe : 3,5 TWh produits en 5,5 années).

La figure 60 donne la distribution des pertes de production sur cette période.

La prolongation de la durée de fonctionnement de la centrale avait pour but une série d'expérience sur la transmutation (fig. 61). Elle a eu pour conséquence d'augmenter le volume des contrôles périodiques. L'optimisation des arrêts pour maintenance afin de minimiser la durée et les pertes de production correspondantes, est ainsi devenue un enjeu majeur (40 % des arrêts, durant la période).

PHÉNIX a donc eu, pour un réacteur prototype et expérimental, des taux de disponibilité honorables durant ses deux périodes de fonctionnement.

SUPERPHÉNIX

SUPERPHÉNIX demeure au travers des médias et dans la perception du public, un réacteur que l'on a arrêté en raison de dysfonctionnements continus et persistants. Si l'on prend le taux de charge du 20 décembre 1985 (date d'autorisation de fonctionnement au-delà de 30 % de la puissance nominale) au 2 février 1998 (date de décision interministérielle de mise à l'arrêt définitif), l'on obtient 6,3 %. Cela tendrait à corroborer un mauvais fonctionnement du réacteur.

Cependant, une analyse plus fine [4] montre que cette période peut être divisée en trois temps, résumés sur la figure 62.

On distingue :

- 25 mois d'arrêt et de remise en état, à la suite des trois incidents les plus importants.
- 53 mois d'exploitation, en quatre périodes décalées.
- 54 mois de procédures administratives pendant lesquelles le réacteur était en état de fonctionnement, mais n'y était pas autorisé.

Si l'on se rapporte aux puissances effectivement autorisées par l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN), déduction faite des périodes durant laquelle l'autorisation de fonctionnement de la centrale n'était pas accordée, l'on arrive alors à un taux de charge de 20,6 %, déjà plus représentatif de la réalité.

Les vingt-cinq mois d'arrêt pour remise en état, tiennent à trois problèmes : fuite de la cuve du **barillet***, pollution du sodium primaire et défaut sur un tube d'alimentation d'une cloche d'échangeur intermédiaire. On notera un événement climatique (chute de neige exceptionnelle provoquant l'effondre-

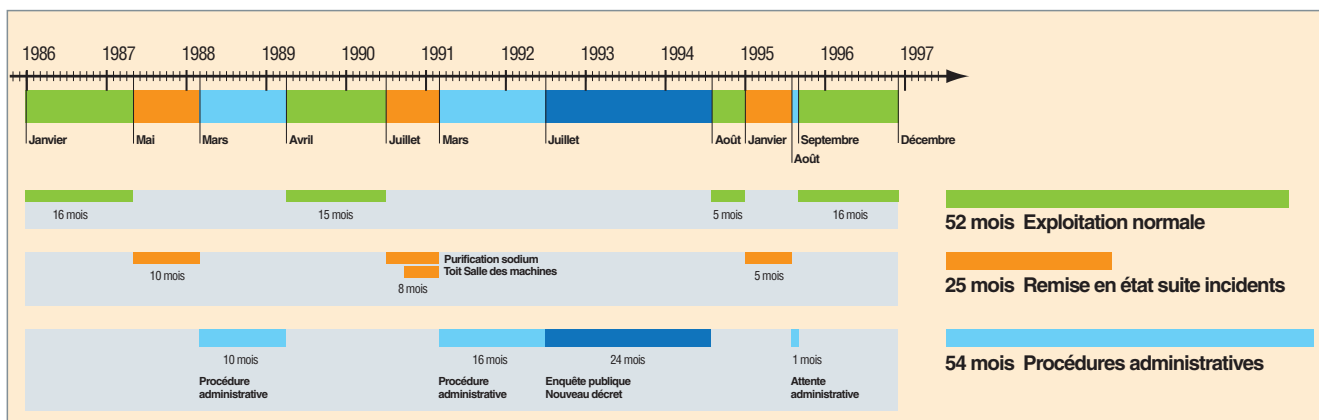


Fig. 62. Bilan d'exploitation de Creys-Malville (Isère) sur onze ans (période 1986-1996).

ment du toit de la salle des machines), mais ce dernier n'a pas eu d'impact sur la disponibilité, car la centrale était à l'arrêt.

On constate que si les conséquences, en termes de durée d'arrêt, ont été importantes, le nombre d'événements est très faible :

- Mauvais choix de matériau pour le barillet (matériau non utilisé et non validé sur PHÉNIX) ;
- membranes défectueuses sur un petit compresseur (matériel standard du commerce) d'argon primaire conduisant à des entrées d'air dans le ciel de pile et une pollution du sodium primaire ;
- défaut localisé sur la soudure d'un tube d'alimentation de cloche d'échangeur.

Cela est, en fait, remarquable pour un réacteur de cette taille et premier de sa série.

Le retour d'expérience de ces événements incitera à la prudence en termes de choix des matériaux, de surveillance en exploitation, de maintenance et de qualité des fabrications et montages (y compris pour les équipements jugés « annexes », mais pouvant avoir un impact sur la disponibilité de la centrale).

Si l'on examine les quatre périodes de fonctionnement autorisées, le taux de charge atteint 41,5 %.



Fig.64. La salle de commande de SUPERPHÉNIX.

L'analyse de ce fonctionnement montre des coefficients plus faibles dans les trois premières périodes (28, 37, et 26 %) qui commencent à remonter dans la dernière période (57 %).

L'analyse de l'origine des arrêts de la centrale donne 18 % programmés, 13 % dus au cœur, réacteur, circuits secondaires et générateurs de vapeur, et 69 % dus au contrôle-commande et à l'installation de la production d'électricité (voir fig. 63).

En particulier, l'existence de deux turbines de 600 MWe a posé d'importants problèmes (fonctionnement plus compliqué qu'avec une seule turbine) et des difficultés diverses dans les circuits d'eau-vapeur de la salle des machines (notamment, de type « coup de bélier »). Cela a joué un grand rôle dans la baisse globale de coefficient de disponibilité (59 % des arrêts). Après ces périodes troublées, l'on doit remarquer que durant l'année 1996, année de requalification générale, la centrale a été couplée au réseau pendant 245 jours et le réacteur a été critique durant 265 jours, soit 95 % du temps hors arrêts programmés.

En conclusion :

- Si l'on exclut les périodes sans autorisation administrative ;
- si l'on considère que les incidents de jeunesse et les mises au point sur la partie classique et le contrôle-commande commençaient à se terminer ;
- si l'on considère les difficultés rencontrées dans la prise en main d'un prototype avec un fonctionnement intermittent d'un peu plus de quatre ans sur une période de onze ans, on constate qu'un taux de charge de 57 % s'établissait et aurait pu encore augmenter, avec la prise en main progressive de l'installation.

On notera également que la centrale de Creys-Malville a eu un nombre de défauts de jeunesse remarquablement faible pour un prototype de cette taille et de ce niveau d'innovation.

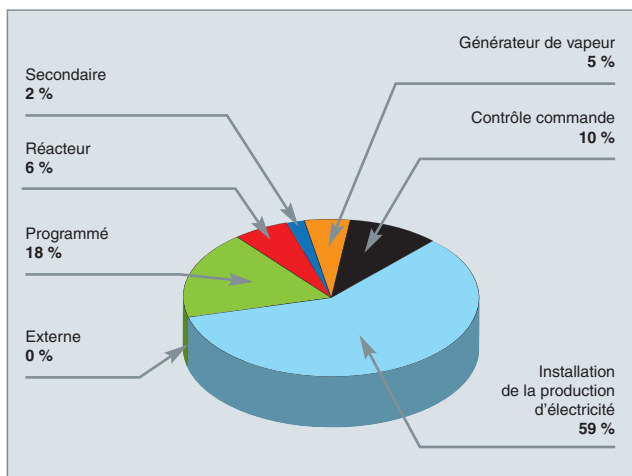


Fig. 63. Distribution des pertes de production de la centrale SUPERPHÉNIX.

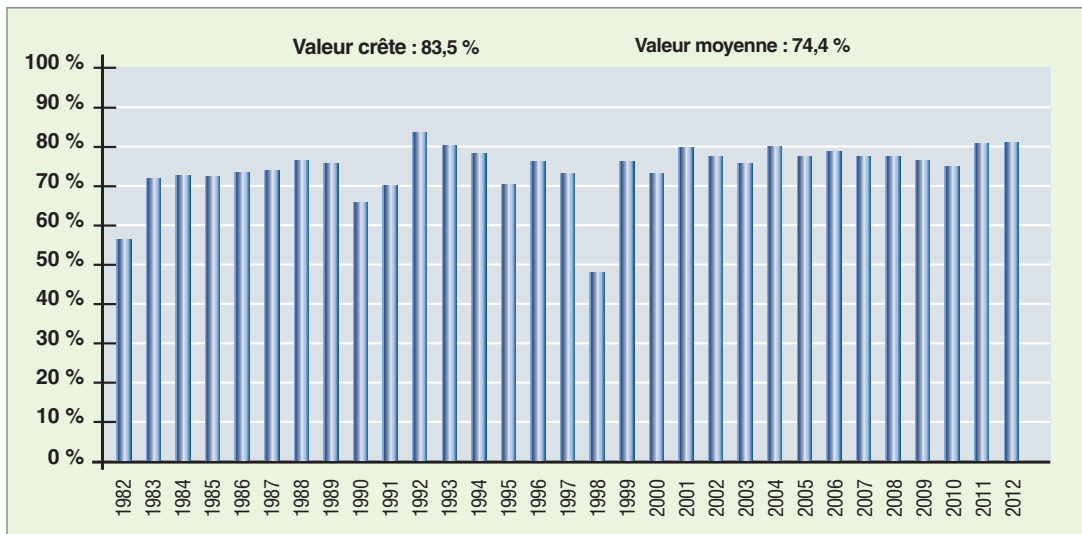


Fig. 65. Taux de disponibilité du réacteur rapide russe BN 600.

BN 600

Après quelques problèmes durant les premières années de fonctionnement, en particulier quelques réactions sodium-eau dans les générateurs de vapeur, ce réacteur a eu un taux de charge remarquable.

De 1982 à 2012, le réacteur BN 600 a eu un taux de charge moyen de 74,4 %, avec une valeur maximale annuelle de 83,5 %.

Comparaison des taux de disponibilité de BN 600 et du réacteur à eau de TRICASTIN I

Comparons la centrale REP TRICASTIN I (995 MWe), qui a débuté sa production le 31 mai 1980, au réacteur russe BN 600 (600 MWe) qui a débuté sa production le 8 avril 1980.

L'exercice de comparaison a été effectué sur la période 1980-2006, soit vingt-six ans de production.

Pour TRICASTIN I, la production électrique cumulée a été de 153 TWh, soit un taux de charge de 71,8 %.

Pour BN 600, la production électrique cumulée a été de 91,1 TWh, soit un taux de charge de 71 %.

Nous voyons donc que les deux réacteurs ont des taux de charge comparables, même si l'on inclut, pour BN 600, les années 1980 et 1981, qui ont été moins bonnes, en raison de réactions sodium-eau provoquées par des défauts de fabrication d'origine sur les générateurs de vapeur.

Il faut cependant prendre les valeurs indiquées avec précaution, car BN 600 fonctionne en base, alors que TRICASTIN I perd plusieurs points de fonctionnement à cause des modu-

lations de charge, à la demande du réseau. Par ailleurs, les pratiques d'exploitation ne sont pas tout à fait comparables entre les deux réacteurs : BN 600 dispose d'équipements en surnombre qui permettent de fonctionner à pleine puissance avec, par exemple, un module de générateur de vapeur hors service.

Cela étant, nous voyons qu'après intégration des connaissances sur les réacteurs prototypes et sur BN 350, le réacteur rapide BN 600 atteint, depuis son démarrage, il y a plus de trente ans, des taux de disponibilité comparables à ceux des réacteurs à eau.

Un bilan global mitigé

Comme nous l'avons vu ci-dessus, certains réacteurs rapides sodium ont très bien fonctionné, alors que d'autres ont dû faire face à des problèmes divers. Le démarrage d'un réacteur qui est le premier d'une série demande généralement une période de réglage, de mise au point et de validation des options. Sur un plan strictement technique, l'intégration, lors de la conception, des nombreuses connaissances disponibles grâce aux différents prototypes sodium, l'amélioration de cette conception et la recherche d'innovations dans différents domaines cruciaux (générateurs de vapeur, circuits de sodium, manutention du combustible...) permettent d'espérer atteindre, pour les futurs réacteurs au sodium, des taux de disponibilité du même ordre de grandeur que ceux des réacteurs commerciaux existants. À ce sujet, le fonctionnement du réacteur indien PFBR (réacteur de 500 MWe, en fin de construction), puis celui de la centrale russe BN 800 permettront d'apporter des éléments d'appréciation très intéressants.

Joël GUIDEZ,
Direction de l'énergie nucléaire

► Références

- [1] O. M. SARAEV and coll., “*Experience gained in Russia on Sodium cooled fast reactors and prospect on their further development*”, IAEA Fast Reactor Status Report, chapter 2.
- [2] J. GUIDEZ et L. MARTIN, « Bilan de l'expérience de fonctionnement des réacteurs rapides à sodium dans le monde et application à la conception des futurs réacteurs », RGN, n°3, mai-juin 2007.
- [3] L. MARTIN, D. DALL'AVA, J. GUIDEZ, J. GUIHARD, J.-F. SAUVAGE « Phénix 35 ans d'exploitation 1974-2009 », RGN, n°1, janvier-février 2009.
- [4] J.-F. SAUVAGE, G. PRELE, L. MARTIN, “*The French SFR operating experience*”, IAEA-CN-176/INV-05, International conference “FR09”, 7-11 December 2009, Kyoto, Japan.

► Bibliographie

- GUIDEZ (J.), *Phénix, le retour d'expérience*, EDP Sciences, 2013, chapitre XXVII et chapitre III.
- GUIDEZ (J.), MARTIN (L.), CHETAL (S.C.) and coll., “*Lessons learned from sodium-cooled fast reactors operation and their ramifications for future reactors with respect to enhanced safety and reliability*”, Nuclear Technology, vol. 164, nov. 2008.

Le bilan des incidents survenus sur les RNR sodium

Dix-neuf réacteurs rapides sodium ont opéré dans le monde, entre 1951 et 2013, dans neuf pays différents, totalisant plus de 418 années de fonctionnement.

Ce chapitre résume les principaux événements survenus sur ces réacteurs : réactions sodium-eau, fuites et feux sodium, problèmes liés aux aérosols, ruptures de gaine, rotations intempestives du bouchon tournant, bouchage d'assemblages, variations de réactivité intempestives, problèmes de matériaux, etc.

On pourra ainsi observer que tous ces événements ont suscité des améliorations et des parades, qui font aujourd'hui consensus, et permettent, pour les réacteurs du futur, à la fois de minimiser les incidents et de maîtriser leurs conséquences.

On n'évoque ici que les problèmes de fonctionnement survenus dans la partie « sodium » des réacteurs rapides. Les difficultés rencontrées dans la partie classique eau/vapeur du réacteur ne sont pas abordées.

Les incidents sur les réacteurs rapides : une information très partagée à l'international

Historiquement, les collaborations entre les différents réacteurs en opération ont toujours été très vivaces, soit par le biais d'accord de collaborations bipartites, soit grâce à l'AIEA, à travers les travaux du TWG-FR (*Technical Working Group – Fast Reactor*) [1], soit dans le groupe FBR de WANO, et les échanges d'information ont toujours été extrêmement ouverts entre tous les réacteurs en opération.

Au démarrage de PHÉNIX, des relations particulièrement suivies ont été établies avec les équipes de PFR et de KALKAR pour assurer des échanges d'information. Il y a plusieurs personnes détachées de PHÉNIX à PFR, et réciproquement. Les relations d'information avec la Russie s'effectuent de manière continue, *via* des réunions annuelles.

Avec le Japon, des collaborations très actives s'établissent avec JOYO et MONJU. Pendant une vingtaine d'années, deux personnes, une de chaque réacteur, sont détachées sur PHÉNIX, et une personne de PHÉNIX ou du CEA/Cadarache est détachée à MONJU.

Les relations avec l'Inde reprendront en 2005 *via* des séminaires sur la sûreté des réacteurs, et se poursuivront de manière active jusqu'à l'arrêt de PHÉNIX, avec un certain nombre d'échanges techniques.

Des discussions débiteront en 2006 avec le réacteur chinois CEFR, en construction. Ces discussions aboutiront à un certain nombre d'échanges annuels. En particulier, une école de formation pour exploitant de réacteur sodium sera créée sur le site de PHÉNIX à cette occasion, et plusieurs sessions de formation seront effectuées pour des équipes de démarrage du CEFR.

Il faut noter que cette école d'exploitant de réacteur sodium, qui utilisait le simulateur de PHÉNIX, effectuera également plusieurs sessions pour les Russes (financées dans le cadre d'un contrat européen TACIS) et pour les Indiens.

Dans ce cadre de collaboration active, des synthèses, du retour d'expérience des autres réacteurs avaient été effectuées pour PHÉNIX [1] et reprises ensuite, en collaboration avec les correspondants indiens du centre de Kalpakkam [2]. De même, l'AIEA a produit des documents extrêmement complets sur les différents incidents survenus dans les RNR sodium et sur leur analyse [3].

La connaissance de ces incidents est donc ouverte, exhaustive et détaillée.

Les principaux incidents survenus et le retour d'expérience correspondant

Le fonctionnement des générateurs de vapeur (réactions sodium-eau)

Tous les générateurs de vapeur (GV) de la première génération ont connu des réactions sodium-eau. Elles sont résumées dans le tableau ci-dessous.

Tableau 7.

Réactions sodium /eau sur les générateurs de vapeur de la première génération					
	PHÉNIX	PFR	BOR 60	BN 350	BN 600
Nombre de réactions sodium-eau	5	21	1	Nombreuses au début, 3 après 1980	12

Même si ces réactions sodium-eau correspondent à différentes conceptions de GV, il se dégage trois types de causes.

• Problèmes de fabrication

Plusieurs réactions sodium-eau se sont produites lors de la mise en sodium ou peu après, du fait de défauts de fabrication, en particulier sur les réacteurs russes.

Sur PFR, une fissure a été révélée dans une soudure tôle/plaque lors du remplissage (1976).

• Fissures de fatigue

Une mauvaise conception ou des modes opératoires inadaptés entraînent des chocs thermiques et des fatigues mécaniques. Des fissures de fatigue provoquent alors des réactions sodium-eau. Ce fut, par exemple, le cas pour les quatre premières réactions qui se sont produites sur PHÉNIX où des entrées intempestives d'eau froide dans le resurchauffeur, lors des démarrages, ont provoqué, par chocs froids successifs, des fissures de fatigue dans les soudures des tubes.

• Corrosion

Des phénomènes de corrosion peuvent conduire à une fissuration débouchante et à une réaction sodium-eau. Ce fut, par exemple, le cas de PFR où des corrosions répétées se produisirent aux jonctions tubes/plaques des générateurs de vapeur. Ce fut aussi le cas de la cinquième réaction sodium-eau sur PHÉNIX.

Dans tous les cas, le débit du jet de vapeur sous pression, en réagissant avec le sodium, crée un chalumeau dont le dard peut percer en quelques minutes les tubes vapeur voisins, voire ensuite la virole du GV.

Les premières réactions sodium-eau ont, dans certains cas, entraîné des dégâts importants, du fait de temps de réponse relativement élevés de la détection et des délais de vidange ou d'inertage des GV.



Fig. 66. PHÉNIX : trou initiateur sur le tube d'un générateur de vapeur, après la réaction sodium-eau.

Nous citerons, en particulier :

- La 1^{re} réaction sodium-eau sur PHÉNIX: 30 kg d'eau ont réagi. Les améliorations apportées permettront, lors des 4 réactions suivantes, de limiter ces injections entre 1 et 4 kg.
- La réaction survenue en février 1987 sur PFR, dans la partie courante du faisceau tubulaire du surchauffeur n° 2, par fissuration d'un tube résultant de vibrations du faisceau. Trente-neuf tubes autour du tube initial furent percés durant le temps nécessaire à la baisse de pression du côté vapeur. La montée en pression correspondante du circuit secondaire sodium conduisit à la rupture de la membrane d'éclatement.
- Des réactions sodium-eau importantes survenues sur BN 350 (détectées par satellite) et BN 600 (la plus importante, en janvier 1981, avec 40 kg d'eau injectée).

Les leçons qui ont été tirées de ces incidents pour les réacteurs à venir sont les suivantes :

En terme de protection :

- Fiabilité et rapidité de la détection d'hydrogène indispensables ;
- arrêt automatique accompagné d'une dépressurisation rapide côté vapeur ;
- conception d'une enveloppe autour du GV auto-porteur, capable de résister à la réaction sodium-eau la plus violente ;
- existence de membranes de sécurité pour limiter la montée en pression éventuelle.

Une bonne prévention impose plusieurs exigences :

- Une conception améliorée du point de vue thermomécanique pour éviter les fissures de fatigue ;
- des matériaux appropriés ;
- une grande qualité de fabrication (contrôle à 100 % des soudures, soudures non débordantes, etc.) ;
- des précautions d'utilisation (prévention des chocs thermiques intempestifs, bonne conservation du circuit lors des vidanges, etc.).

Dans la pratique, la compréhension des raisons de ces incidents et l'application des règles de prévention correspondantes (voir ci-dessus), ont permis de ne pas avoir de réactions sodium-eau sur SUPERPHÉNIX et de les supprimer, à partir de 1992, sur BN 600.

On peut dire aujourd'hui que les réactions sodium-eau dans les générateurs de vapeur sont des incidents dont on sait faire baisser notablement l'incidence. Par ailleurs, on sait également les détecter assez vite pour en conserver la maîtrise.



Fig. 67. PHÉNIX : extraction d'un module GV pour réparation après une réaction sodium-eau.

Fonctionnement des composants primaires (pompes et échangeurs)

Le fonctionnement de ces composants a été généralement excellent.

On notera simplement :

- Pour les échangeurs PHÉNIX, un défaut de conception initial qui a été corrigé sur le réacteur et sur les réacteurs rapides suivants ;
- pour les pompes, un défaut technologique sur le **palier hydrostatique*** des pompes de PHÉNIX: palier fretté sur l'arbre, chutant par défreinage lors d'un choc thermique chaud ;



Fig. 68. Hotte de transfert des gros composants primaires de PHÉNIX, en position pour extraction hors du réacteur.

- toujours pour les pompes, un problème sur une pompe primaire du réacteur PFR a conduit à une entrée d'huile importante (estimée à 17 litres) dans le sodium primaire. Cet incident survenu en mars 1991 a fait monter la température de bouchage à 300 °C et a conduit à des augmentations de température de sortie de certains assemblages, partiellement obstrués par des déchets carbonés.

En conclusion, tous ces points sont actuellement pris en compte, et le bon retour d'expérience sur ces composants fait qu'ils ne posent pas d'inquiétudes particulières dans la perspective des réacteurs du futur.

Le fonctionnement de la manutention

La manutention en aveugle des éléments du cœur sous sodium s'est bien déroulée sur l'ensemble des réacteurs.

Toutefois, deux incidents graves sont survenus par rotation intempestive du bouchon tournant pendant une manutention d'assemblage.

Sur FBTR, en 1987, une rotation a conduit à la déformation d'un assemblage combustible et d'un tube guide. La fabrication des dispositifs spéciaux permettant de cisailier puis d'extraire ces éléments en réacteur, a eu pour conséquence un arrêt du réacteur de deux ans.

Sur JOYO, la rotation du bouchon tournant alors qu'une partie d'un dispositif expérimental était restée engagée, a également été à l'origine d'un certain nombre de désordres mécaniques en 2008. Les réparations correspondantes ne sont pas encore terminées et devraient se prolonger au moins sur l'année en cours (2014).

Pour ces deux réacteurs, on notera qu'ils ne disposaient pas, comme sur PHÉNIX, d'un visus permettant de vérifier, avant rotation du bouchon tournant, qu'il n'y avait plus aucun dispositif assurant une liaison entre le bouchon couvercle cœur et le cœur lui-même.

Les autres problèmes (dépôt de sodium, coincement divers, gonflements...) sont restés mineurs et ont été résolus localement.

En conclusion, et sous réserve d'utilisation d'un système de contrôle efficace, type visus, du bon désaccouplement du bouchon tournant et des parties en pile, la manutention en sodium a fonctionné de manière satisfaisante sur tous ces réacteurs.

Les fuites ou transferts intempestifs de sodium

De nombreuses fuites de sodium ont eu lieu sur les installations, provoquant parfois des incendies.

Tableau 8.

Le nombre des fuites de sodium par réacteur								
	PHÉNIX	KNK II	PFR	BR 5/10	BN 350	BN 600	MONJU	SPX1
Nombre de fuites sodium	32	5	Plus de 40	18	15	27	1	3

La fuite la plus grave, dans ses conséquences, a été celle de MONJU (environ 640 kg de sodium) qui a conduit à l'arrêt du réacteur dès 1995.

Ces fuites ont mis en jeu des volumes de sodium très variables. Certaines sont inférieures au gramme (détection, lors d'inspections) et d'autres peuvent être massives (BN 600, quatre fuites supérieures à 300 kg dont une de 1000 kg).

Cette dernière était due à une fuite de sodium primaire dans la zone inertée où circule ce prélèvement. Il n'y a donc pas eu d'incendie, mais simplement un dépôt progressif par solidification sur une longue durée, car il n'y avait pas de détection opérationnelle dans ces circonstances.

Ces fuites de sodium ont des origines très diverses :

- Défaut de fabrication ;
- défaut de conception, comme le doigt de gant de thermocouple de MONJU ;
- problème lié au matériau : exemple de la fissuration en relaxation de l'acier 321 ;
- **faïençage thermique***, au niveau de la quantité de mélange conduisant à des fissurations débouchantes ;
- corrosion, par exemple, à la suite d'entrée d'air dans les circuits ;
- erreur d'opérateurs (par exemple, lors du dégel de circuit et de la dilatation correspondante du sodium).

Les enseignements ont été tirés de ces incidents en termes de conception, de procédures d'exploitation des circuits, de détection de fuite et de protection contre les incendies (feux de sodium).

Concernant ces deux derniers points, nous pouvons citer :

- Une détection diversifiée et redondante (détecteur à perles, détecteurs d'aérosols de sodium, détecteur de fumée, caméra) ;
- la nécessité d'une vidange rapide et sécurisée des circuits sodium ;
- un compartimentage autour des zones sodium pour limiter les quantités d'air disponibles, en cas de feu,



Fig. 69. Examen du circuit, après une fuite de sodium située sur le soufflet d'étanchéité d'une vanne de PHÉNIX.

- une protection des sols et des murs de béton par un isolant, recouvert d'une plaque métallique ;
- la possibilité d'inertage en azote des zones concernées ;
- des bacs étouffoirs capables de neutraliser de grandes quantités de sodium.

Un bon exemple de l'état de ces travaux de protection est le chantier réalisé, à partir de 2005, à MONJU, où l'ensemble des dispositions décrites ci-dessus a été installé.

On notera également que grâce à la compréhension de l'origine de ces fuites, leur nombre a diminué dans le temps et que leur détection s'est en même temps nettement améliorée. Par exemple PHÉNIX a connu trente-deux fuites de sodium dont certaines de quelques kilogrammes, alors que SUPERPHÉNIX n'en connaîtra que trois petites (en dehors de celle du barillet).

Les entrées d'air ou d'impuretés

Dans un réacteur sodium, la prévention des entrées d'air ou d'impuretés dans les circuits revêt une importance particulière. En effet, dans certaines conditions, cette pollution peut amorcer des mécanismes de corrosion fissurante (corrosion caustique sous contrainte).

En dehors de problèmes courant d'exploitation liés à cette contrainte, en particulier pour la conservation des circuits, lorsqu'ils sont vidangés, nous pouvons mentionner les trois incidents remarquables survenus dans ce domaine.

Sur SUPERPHÉNIX

Une entrée d'air importante a eu lieu en juillet 1990 dans le circuit primaire à cause de la membrane défectueuse d'un compresseur envoyant un débit d'air dans le ciel du réacteur. Une campagne de purification importante, jusqu'en septembre 1991, fut nécessaire pour redémarrer le réacteur.

PFR

Une entrée d'huile importante (environ 17 litres) a eu lieu en juin 1991. Elle a conduit à un bouchage partiel du filtre de la pompe et a été détectée par des variations de température en sortie des assemblages du cœur. Un arrêt de 18 mois a été nécessaire pour la remise en état du réacteur.

BN 600

En 1987, le réacteur BN 600 a connu un bref transitoire à puissance nominale. Le 21 janvier, durant sept minutes, le réacteur étant à puissance nominale, une évolution de plusieurs paramètres a été observée : niveau du sodium, réactivité du cœur, réduction de la puissance des pompes.

Après analyse, l'incident a été attribué à la chute du toit du réacteur d'un bloc d'impuretés formées en partie supérieure par les apports de gaz mal purifié. Ces impuretés brutalement introduites ont perturbé l'hydraulique et la neutronique du cœur.

Cet événement aura pour conséquence ultérieure plusieurs ruptures de gaine et un arrêt du réacteur. Depuis cette date, une minimisation des fuites de gaz du ciel de pile et une purification plus poussée par barbotage en NaK du gaz neuf sont effectuées. Le phénomène ne s'est plus reproduit depuis 1987.

Le retour d'expérience pour le futur, de ces incidents a mis en évidence la nécessité de la bonne surveillance de la qualité des apports de gaz en **ciel de pile***, une conception de pompes interdisant les chutes d'huile (récupérateur intermédiaire) et un suivi permanent de la bonne qualité du sodium.

Les expériences sur le combustible et les ruptures de gaine

La majorité des réacteurs a utilisé un combustible constitué d'oxyde d'uranium et de plutonium, avec un excellent retour d'expérience.

Les autres combustibles employés sont l'oxyde d'uranium enrichi (BN 600) le carbure (FBTR) et les combustibles métalliques dans les réacteurs américains. Des combustibles nitrures ont également été testés sur plusieurs réacteurs, dont BN 600.

Pour l'ensemble de ces combustibles, les progrès sur les matériaux de gaine ont permis peu à peu, à la fois d'éliminer les **ruptures de gaine*** et d'augmenter très significativement

le **taux de combustion***. Par exemple PHÉNIX connaîtra quinze ruptures de gaine, jusqu'en 1988, puis n'en aura plus du tout, alors que le taux de combustion continuera à augmenter. Cette maîtrise se confirmera avec SUPERPHÉNIX ou, en dix ans de fonctionnement, les 100 000 aiguilles utilisées ne montreront aucun défaut de fonctionnement.

Les ruptures de gaine de KNK II sont à mentionner. Elles ont eu pour cause l'utilisation de grilles, au lieu des **fils espaceurs***. Depuis, l'ensemble des réacteurs rapides utilise les fils espaceurs comme séparateur des aiguilles.

Tableau 9.

Les ruptures de gaine survenues sur les différents réacteurs					
	PHÉNIX	PFR	BN 350	BN 600	KNK II
Nombre de ruptures de gaines	15	21	grand nombre en début de vie	grand nombre en début de vie	5

En conclusion, ce domaine constitue un point fort de la filière et la R&D laisse encore espérer de nouveaux progrès dans ce domaine, grâce à l'utilisation de nouveaux matériaux de gainage.

Fonctionnement et pilotage neutronique/variation de réactivité

Plusieurs caractéristiques intrinsèques de ce type de réacteur rendent leur pilotage aisé et permettent des marges de sûreté importantes :

- Les **contre-réactions*** thermiques auto-stabilisantes ;
- l'absence de phénomène d'**empoisonnement*** par les produits de fission ;
- la non-utilisation de **poison neutronique*** pour le contrôle de la réactivité ;
- la grande inertie thermique apportée par le volume du sodium primaire ;
- la faible pression des circuits.

Le fonctionnement de l'ensemble des réacteurs ne montre pas de difficultés rencontrées dans le domaine du contrôle neutronique.

Il faut noter cependant une sensibilité du cœur à des variations de réactivité, en cas de mouvement des assemblages. Cela a conduit, sur FBTR, à des variations de réactivité positive par repositionnement du cœur à des puissances réduites. Ces événements ont été expliqués et sont reproductibles.

Sur PHÉNIX, un compactage du cœur est impossible, car un contact des assemblages est assuré au niveau des plaquettes des tubes hexagonaux. Par contre, un mouvement de **gerbage*** vers l'extérieur est mécaniquement possible et conduit à des variations de réactivité négatives. De tels transitoires de réactivité sont survenus sur PHÉNIX en 1989 et 1990. Les investigations concernant le mécanisme initiateur du gerbage ont conduit à un scénario explicatif : ces événements semblent être liés à la présence en périphérie du cœur d'éléments modérateurs, siège de dissipation de puissance mal évalués à la conception, ayant conduit à une surchauffe locale, puis à une vaporisation du sodium initiant le gerbage du cœur. Ce scénario est en cours de validation [1].

Problèmes de matériaux

L'aspect prototype de ces réacteurs a permis de valider l'utilisation d'un grand nombre de matériaux, et de les améliorer en permanence. Par exemple, le passage des tubes hexagonaux des assemblages combustibles en acier ferritique a permis de supprimer le gonflement des assemblages. Les plus importants problèmes rencontrés dans ce domaine ont été :

L'utilisation de l'acier austénique 321

Employé extensivement sur PHÉNIX et PFR, cet acier a montré une fissuration dans le temps en relation avec les contraintes résiduelles de soudage, en particulier, dans les zones chaudes.

Ce phénomène a eu pour conséquence, entre autres, le remplacement progressif sur PHÉNIX de presque toutes les parties en 321, des réparations multiples et successives sur les générateurs de vapeur du réacteur PFR et à une mise en surveillance de toutes les parties en 321 des autres réacteurs existants ;

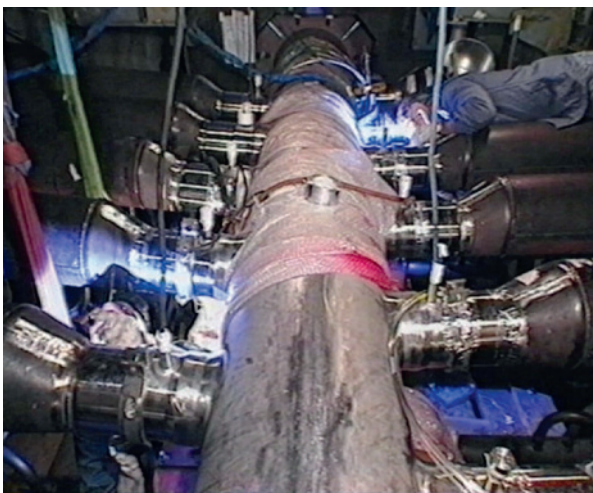


Fig. 70. Réparation du collecteur de sodium sur un générateur de vapeur de PHÉNIX.

Le barillet de SUPERPHÉNIX

La fissuration rapide du **barillet*** de SUPERPHÉNIX a conduit à l'abandon du matériau (acier 15 D3) pour l'utilisation en sodium. Des incidents similaires étaient survenus sur le réacteur KNK2, à Kalkar.

On dispose donc aujourd'hui d'une panoplie de matériaux éprouvés. Mais le développement de nouveaux matériaux demeure l'un des axes d'amélioration prometteur de la filière. On notera, en particulier, les **ODS*** (aciers à dispersion d'oxyde) qui pourraient permettre d'atteindre une dose de 200 **dpa*** pour les gaines, ou les nouveaux matériaux à dilatation réduite, pour les circuits secondaire et les générateurs de vapeur à tubes droits.

On remarquera cependant que la prudence est de mise en ce domaine et que la qualification de ces nouveaux matériaux reste à effectuer.

Les aérosols de sodium

Les mouvements de convection du gaz de ciel de pile, des zones chaudes inférieures proches de la surface du sodium vers les zones plus froides, entraînent des aérosols de sodium qui peuvent se déposer sur les parties hautes du réacteur.

Ce phénomène justifie des contraintes d'exploitation. Tous les réacteurs dans le monde ont connu des problèmes plus ou moins importants, liés aux dépôts d'aérosols de sodium. En particulier, des dépôts dans les traversées, lorsque celles-ci étaient trop froides en partie haute.

On s'intéressera aux cas les plus marquants :

- Les **bouchons tournants***. Sur BN 600, en 1997, une augmentation importante des efforts nécessaires pour la mise en mouvement du bouchon tournant a été constatée. L'analyse a montré des dépôts importants d'aérosols sur les roulements (et dans la cage de ces roulements). Un démontage de l'ensemble a été effectué pour nettoyage ;
- les **barres de commande***. Sur plusieurs réacteurs (PFR, KNK II, PHÉNIX), des dépôts d'aérosols ont provoqué à des blocages partiels de barre de commande. Ces incidents ont conduit à des modifications de conception, à l'amélioration de l'instrumentation de surveillance et des procédures d'exploitation, en incluant, en particulier, des essais périodiques de contrôle des barres effectués sur le réacteur en fonctionnement.

Le bouchage d'assemblage combustible

Deux incidents sont à signaler :

- En octobre 1966, sur EFFBR, une plaque métallique se détache de son support et obstrue la circulation du sodium dans plusieurs assemblages, ce qui entraîne des fusions partielles. Tous les assemblages de réacteurs rapides sont

maintenant alimentés par plusieurs lumières latérales à leur pied, pour éviter ce type de bouchage par un corps étranger ;

- en janvier 1985, sur SUPERPHÉNIX, un bouchon de néoprène est oublié dans le pied d'un assemblage combustible lors de sa fabrication. Cette anomalie est détectée par l'instrumentation de mesure de température sortie cœur, dès le début de la montée en puissance du réacteur. La plupart des centrales ont maintenant des procédures de vérification de perte de charge des assemblages avant introduction en barillet ou en réacteur.

Un retour d'expérience précieux

Les réacteurs rapides sodium ont aujourd'hui accumulé un retour d'expérience considérable, au niveau des matériaux, de la conception, de la technologie sodium, et des modes opératoires.

De surcroît, cette expérience a été bien partagée entre les dix-neufs réacteurs en opération, dans le cadre soit de collaborations bilatérales, soit de réunions annuelles de l'AIEA.

Cette expérience commune, intégrée à la conception des réacteurs du futur, représente un acquis considérable, en termes d'atteinte des objectifs de sûreté, de performance et de compétitivité assignés à la filière.

Joël GUIDEZ,
Direction de l'énergie nucléaire

► Références

[1] J. GUIDEZ et L. MARTIN, « Bilan de l'expérience de fonctionnement des réacteurs rapides à sodium dans le monde et application à la conception des futurs réacteurs », *RGN*, n°3, mai-juin 2007.

[2] « Lessons learned from sodium-cooled fast reactors operation and their ramifications for future reactors with respect to enhanced safety and reliability », *Nuclear Technology*, vol. 164, novembre 2008.

[3] L. MARTIN, D. DALL'AVA et J. GUIDEZ, « Phénix, 35 ans d'exploitation 1974-2009 », *RGN*, n°1, janvier-février 2009.

► Bibliographie

SAUVAGE (J.-F.), PRELE (G.) et MARTIN (L.), "The French SFR operating experience", IAEA-CN – 176/INV-05 International conference "FR09", 7-11 December 2009, Kyoto, Japan.

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

SARAEF (O.M.) and coll., « Experience gained in Russia on Sodium cooled fast reactors and prospect on their further development », IAEA, *Fast Reactor Status Report*.

L'expérience de démantèlement des réacteurs rapides sodium

Sur les dix-neuf réacteurs rapides sodium ayant fonctionné dans le monde, treize sont démantelés ou en cours de démantèlement. On dispose donc déjà d'une grande expérience dans ce domaine. Expérience là aussi partagée, au niveau international, en particulier lors de *workshops* et de réunions annuelles du groupe WANO (*World Association of Nuclear Operators*) et de l'AIEA, où ces opérations sont décrites et discutées (voir, à titre d'exemples, les références [1], [2] et [3]).

Les spécificités du démantèlement d'un réacteur rapide sodium

L'intégralité de la partie classique de la centrale, est démantelée suivant les procédures habituelles, mais la partie « sodium » du réacteur présente des spécificités pour lesquelles des dispositions techniques sont testées et éprouvées.

Le lavage des assemblages

Le premier acte du démantèlement d'un réacteur est l'évacuation des combustibles. Ceux-ci doivent donc être extraits du sodium par la voie de manutention utilisée au cours de l'exploitation, puis lavés en eau pour faire disparaître le film de sodium résiduel. C'est la procédure habituelle, qui ne pose pas de problèmes particuliers. Ces assemblages sont alors, suivant les pays, envoyés soit en entreposage, soit au retraitement, afin de récupérer les matières.

On notera cependant le problème des assemblages ruptés où des précautions complémentaires doivent être protégées. On peut signaler que les Russes, dans certains cas, immergent ces assemblages dans un container rempli de plomb, pour stockage ultérieur.

Puis les fertiles, les dispositifs divers et les protections neutroniques latérales sont aussi évacués. On peut mentionner cependant des difficultés sur les assemblages absorbants, pour lesquels les techniques de lavage, démantèlement sont encore à l'étude.

Le lavage/démontage des composants

L'ensemble des composants doit être extrait pour lavage, décontamination et démontage éventuel. Les procédures correspondantes sont connues et ont, généralement, déjà été appliquées durant le fonctionnement du réacteur, pour des opérations de réparation ou de maintenance. On notera que certains composants peuvent être envoyés directement dans les centres de stockage, après lavage et sans démontage.

Là aussi, il n'y a donc pas de difficultés particulières, hormis la gestion du risque sodium et tritium pendant les opérations.

Le traitement du sodium des circuits et du sodium résiduel

Les tonnes de sodium du **circuit primaire*** et **secondaire*** doivent être traitées. Cela s'effectue souvent par des dispositifs d'injection contrôlée et simultanée d'eau et de sodium, dans un dispositif de transformation en soude du sodium résiduel qui varie selon les réacteurs, mais repose sur ce même principe. Les solutions sodées peuvent ensuite être rejetées diluées, ou neutralisées pour produire des sels, ou même transformées en béton comme à SPX 1.

En terme d'activité, le sodium secondaire est généralement très peu actif et ne pose aucun problème. Le sodium primaire contiendra l'activité du sodium 22 (période 2,6 ans), d'éventuels produits de corrosion activés et, en cas de rupture de

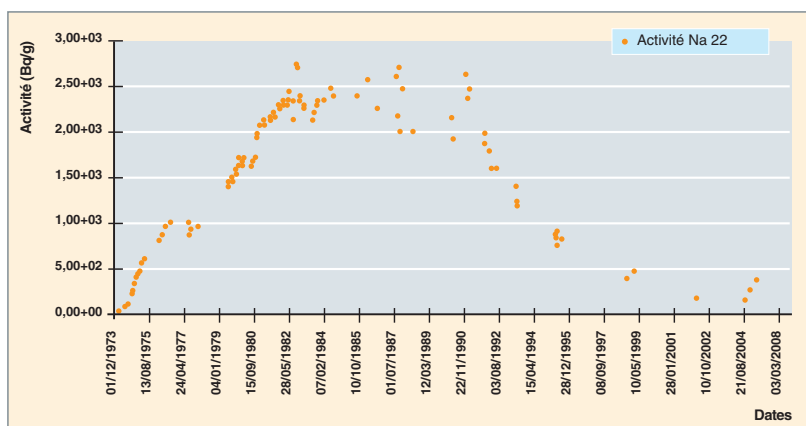


Fig. 71. Évolution de l'activité en Na 22 mesurée dans le sodium primaire sur PHÉNIX. On observe la décroissance de l'activité, à partir de fin 1990, à la suite de l'arrêt temporaire du réacteur, et le début de la remontée, en 2004, lors du redémarrage.

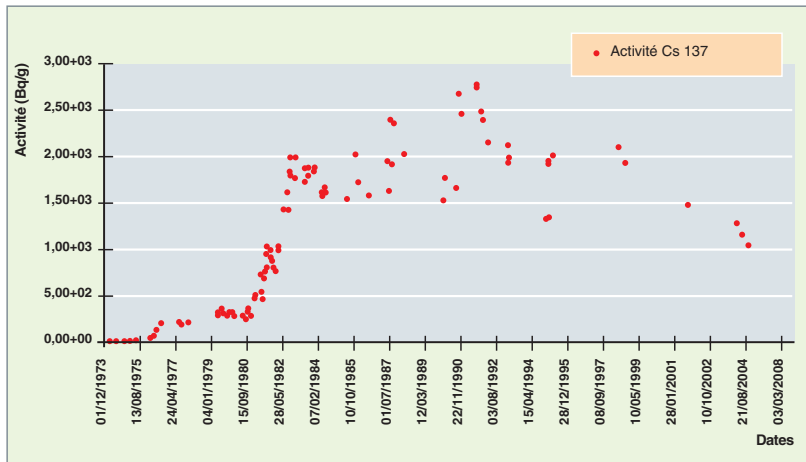


Fig. 72. Évolution de l'activité en césium 137 mesurée dans les prélèvements sodium de PHÉNIX, les dernières ruptures de gaine ont eu lieu en 1988.

gaine durant la vie du réacteur, quelques produits de fission : essentiellement du césium. Pour les réacteurs ayant eu beaucoup de ruptures de **gaine*** (ce qui n'est plus le cas des réacteurs modernes), des pièges à césium sont utilisés en filtration pour atteindre les niveaux d'activité recherchés, avant destruction du sodium.

Les figures 71 et 72 montrent, sur PHÉNIX l'évolution mesurée en sodium 22 durant le fonctionnement, pour atteindre un palier où la production de Na 22 s'équilibre avec sa disparition. Pour le césium, les mesures effectuées révèlent une montée de la teneur en césium, due aux premières ruptures de gaine. Enfin, après la dernière rupture de gaine, la valeur mesurée décroît lentement, en relation avec la période radioactive du césium (trente ans pour le Cs 137).

Le traitement de l'ensemble des circuits ayant contenu du sodium

La cuve primaire et les circuits secondaires contiennent des traces de sodium en film sur les parois et des possibilités de sodium résiduel dans les points bas, formant des rétentions après la vidange (flaques ou volumes refroidis).

Les activités restent faibles. Pour les circuits secondaires, des découpages préalables et des traitements de carbonatation par CO₂ humide, permettent de neutraliser les traces de sodium restantes.

Pour les circuits primaires, des vidanges soignées sont opérées, avec parfois des aspirations ou des siphonages localement. Puis les zones de rétention doivent être étudiées et traitées. Le problème est d'identifier les zones où des volumes de sodium résiduels ont pu rester et de les traiter au cas par cas. On notera que depuis l'accident de RAPSODIE, en 1994, l'utilisation d'alcools pour dissoudre les flaques restantes de sodium est totalement abandonnée. La carbonatation par CO₂

humide, puis le noyage en eau restent la voie privilégiée avant les procédures de découpage/évacuation.

Un problème actuellement à l'étude est l'élimination des *mesos* (amas de sodium et d'oxydes) qui peuvent s'être accumulés sous la dalle.

Les dispositions pour les pièges contenant des produits actifs

Un certain nombre de pièges froids ont, durant la vie du réacteur, piégé tous les produits indésirables (tritium, césium,

produits de fission, en cas de ruptures de gaine, oxydes et hydrures divers, produits de corrosion). Si ces pièges froids ne peuvent être stockés en l'état, des procédures complexes de séparation de tous ces composants doivent être adaptées au problème et aux demandes imposées par une législation locale.

Des techniques utilisant l'enceinte du piège froid lui-même comme enceinte de réactions chimiques ont été utilisées. Le chauffage du piège froid secondaire permet, sous certaines conditions de surveillance, l'élimination de la plus grande partie du sodium et du tritium, avant le démantèlement par découpe. Le problème est plus complexe pour le piège froid primaire, si le réacteur a connu des ruptures de gaine, et si des **produits de fission***, relâchés lors de ces ruptures, y sont stockés.

Le point sur le démantèlement d'un certain nombre de réacteurs

Les réacteurs américains : EBR 1, EBR 2, EFFBR, FFTF...

Tous ces réacteurs ont été démantelés ou sont en cours de démantèlement (fig. 73).

EBR 1 a initié la méthode générale qui sera reprise ultérieurement :

- Enlèvement du cœur et de couvertures ;
- vidange et destruction des fluides caloporteurs ;
- **inertage*** de la cuve au CO₂ humide ;
- découpage final des structures ;
- envoi du **piège froid*** en stockage comme déchet global.

Le coût de l'ensemble de ce démantèlement a été estimé à 28 M\$.

Les mêmes procédures ont été reprises sur EBR 2 et FFTF, actuellement vidés de leur sodium et en cours de démantèlement.

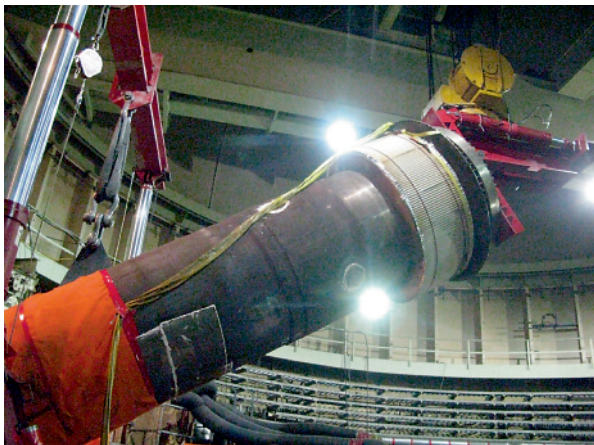


Fig. 73. Évacuation d'un échangeur du réacteur EFFBR.

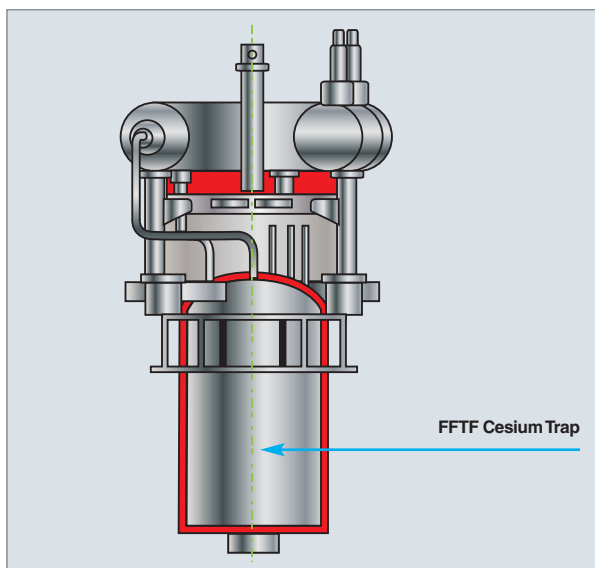


Fig. 74. Piège froid à césium sur FFTF.

On notera également, sur FFTF, l'existence d'un piège à césium qui sera extrait et traité séparément (fig. 74).

Les réacteurs anglais : PFR et DFR

Les travaux de démantèlement sur les réacteurs DFR (NaK*) et PFR (sodium) ont aussi utilisé cette même procédure (fig. 75). On notera cependant que les Anglais ont développé un procédé WVN (*Water Vapour Nitrogen process*) qu'ils ont utilisé pour la destruction du NaK et du sodium (fig. 76).

Le procédé français NOAH de destruction directe du sodium avec de l'eau a été également utilisé pour la destruction du sodium de PFR.

N.B. la démolition du bâtiment réacteur de DFR s'avérera impossible. En effet, ce bâtiment sphérique, symbole du site de Dounreay et des premiers réacteurs nucléaires anglais, est un monument classé. Aucune altération de son aspect extérieur n'est même autorisée !...

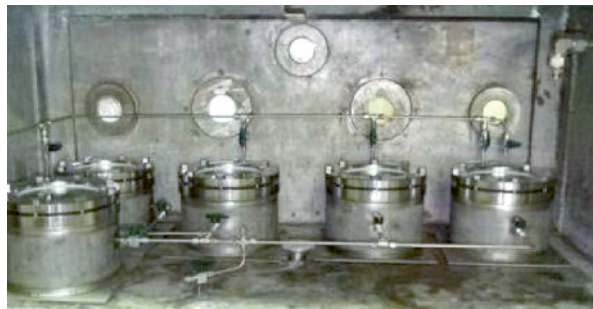


Fig. 75. Boucle d'essais à Dounreay (Écosse) pour l'étude des réactions NaK/CO₂.



Fig. 76. Découpage final d'un réservoir sodium sur PFR, après son traitement par WVN process.

Les réacteurs russes : BOR 10 et BN 350

Pour BOR 10, arrêté en 2002, on signalera des tentatives originales de traitement du piège froid par des oxydes d'azote.

Pour BN 350, le démantèlement du réacteur qui est au Kazakhstan a été effectué avec l'aide des Anglais. Le sodium pollué en césium, à la suite de nombreuses ruptures de gaine, a été purifié par passages sur filtres, avant destruction. La figure 77, ci-après, montre la baisse de la teneur en césium 137 obtenue par cette filtration.

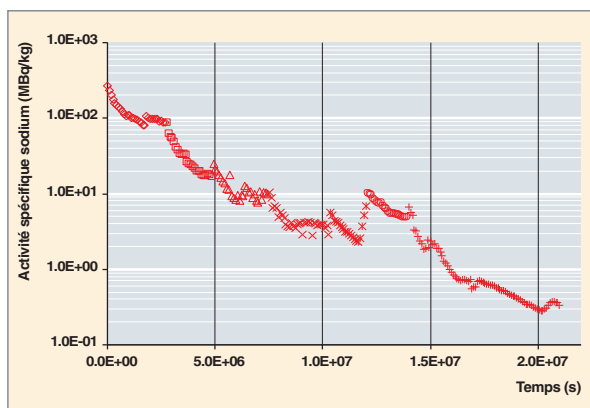


Fig. 77. Évolution de l'activité en césium 137 du sodium primaire de BN 350 durant la filtration.



Fig. 78. Vue d'un piège césium utilisé sur BN 350.

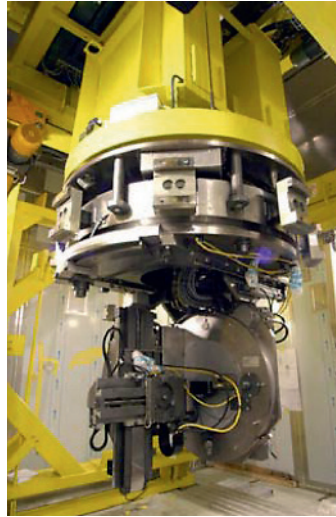


Fig. 79. Machine PROTEM, robot de découpe et d'évacuation des déchets à distance des cuves et structures de KNK II.

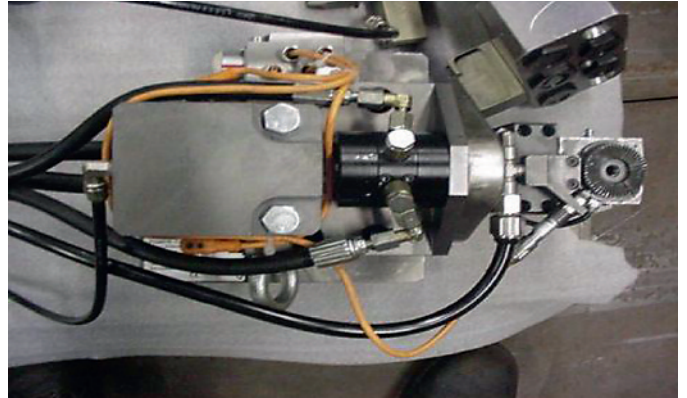


Fig. 80. Vue agrandie de « module 15 », la « tête de découpe » permettant la découpe de cuves ou structures jusqu'à 16 mm d'épaisseur.

Les pièges césium (fig. 78) ont été, après lavage du sodium, remplis de plomb et stockés comme déchets définitifs. Le sodium secondaire non actif a été réutilisé dans l'industrie.

Le réacteur allemand KNK II

Pour la phase finale, une machine de découpe développée par une société française (PROTEM) a été utilisée pour le découpage final à distance, des cuves et structures (fig. 79 et 80). Pour simplifier et accélérer les opérations, la cuve de KNK

Il n'avait pas été lavée préalablement, afin de diminuer au maximum les quantités de sodium résiduel. Ce choix a conduit à de nombreux problèmes, au cours des opérations, et ne s'est pas avéré judicieux (encrassement des outils de découpe, interdiction du découpage thermique, difficultés diverses liées à la présence de sodium résiduel et à la gestion des déchets obtenus).

Le cas du réacteur SUPERPHÉNIX I

Le démantèlement du réacteur SPX 1 a débuté en 1999, après réception des autorisations correspondantes.

Phase 1 : la première opération a été l'évacuation du cœur et de toutes les protections neutroniques latérales par les voies de maintenance prévues à cet effet (fig. 81).

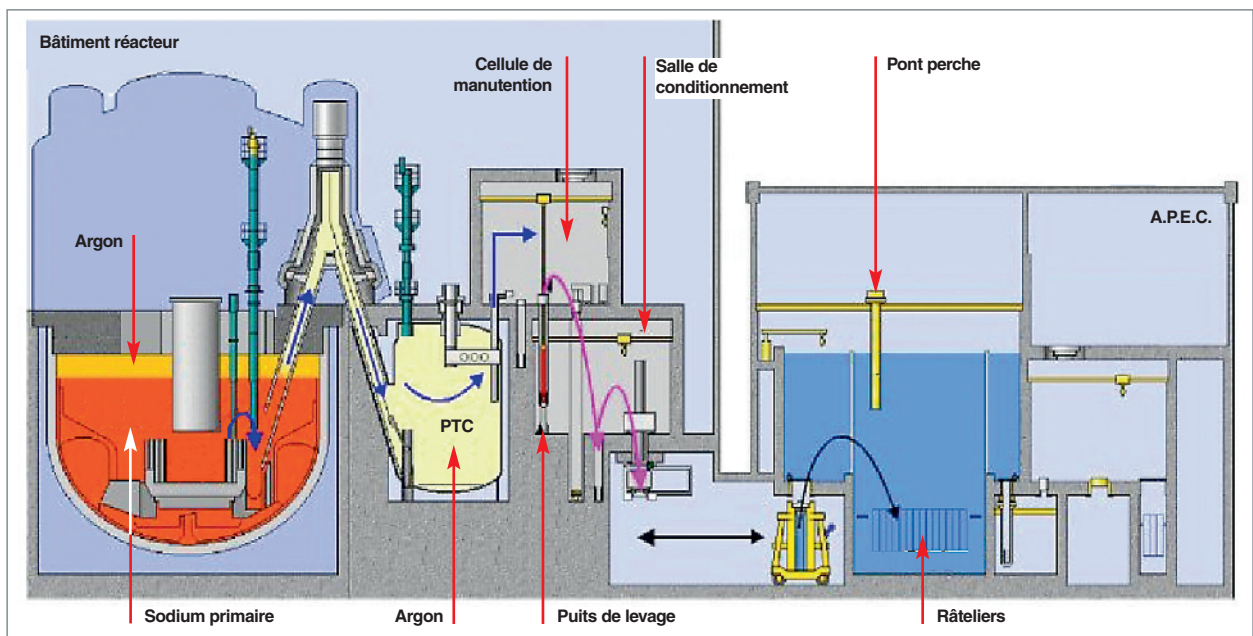


Fig. 81. Chaîne d'évacuation du cœur et des dispositifs et protections diverses autour du cœur.



Fig. 82. Dispositif spécial d'évacuation des protections neutroniques latérales.

On remarquera que 82 protections neutroniques latérales (PNL) ont dû être évacuées par un dispositif spécial de 14 mètres de long, ces PNL n'étant pas accessibles avec les moyens normaux de maintenance (fig. 82).

Phase 2 : il faut alors évacuer l'ensemble des composants extractibles de la cuve primaire, pour carbonatation (fig. 83-85).

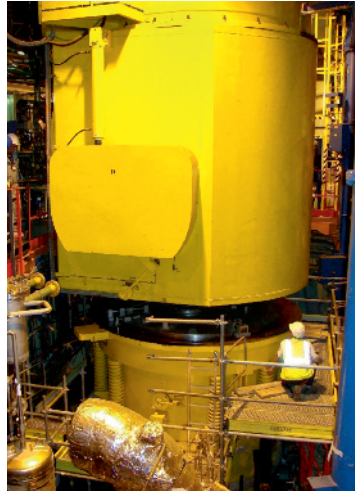


Fig. 84. Accostage de la hotte d'évacuation d'une pompe primaire sur SPX 1.



Fig. 85. Sortie d'une pompe primaire sur SPX 1, après nettoyage par carbonatation.

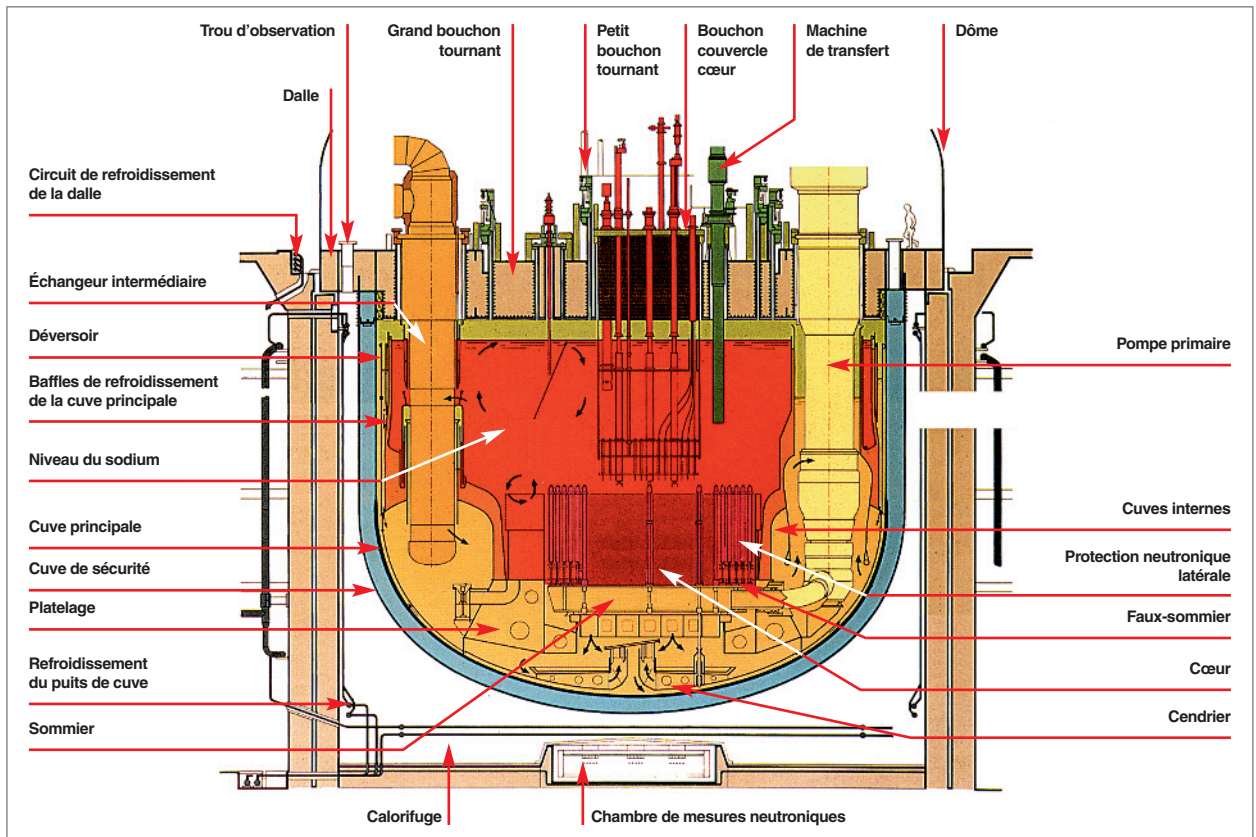


Fig. 83. Cuve primaire avec ses composants et ses structures internes.

Phase 3 : lorsque l'ensemble des composants a été sorti et nettoyé, il faut alors neutraliser le sodium. Celui de SUPERPHÉNIX était particulièrement propre, le réacteur n'ayant connu aucune rupture de gaine. Il sera cependant demandé de le transformer en soude, avant d'incorporer cette dernière dans des blocs béton. Les blocs correspondants ont été disposés dans un entreposage, sur le site. Une installation alimentée en eau et en sodium a produit, selon le procédé NOAH, la soude utilisée pour la fabrication des blocs de béton (fig. 86 et 87).



Fig. 86. Cuve de réaction produisant de la soude, à partir du sodium et d'une alimentation d'eau (procédé NOAH).



Fig. 87. Blocs du béton obtenu à partir du sodium.

Phase 4 : la cuve ayant été vidée de son sodium, on a alors accès aux structures internes (fig. 88).

Le problème principal est alors d'identifier les zones de rétention possible du sodium (fig. 89). Chacune de ces zones représente, en fait, un cas particulier qui peut se traiter de manière individuelle (grattage du sodium, aspiration locale après chauffage, traitement humide en local, perçage, etc. Au niveau des liaisons pompe-sommier, des découpes au laser par un robot ont été effectuées à distance en 2014.

Phase 5 : au terme de ces opérations d'élimination des zones de rétention, un lavage d'ensemble peut être effectué, en prévision des opérations de démantèlement. L'autorisation de mise en eau de la cuve est attendue et ouvre la voie aux autorisations de démantèlement des structures internes.



Fig. 88. Vue des structures internes de SUPERPHÉNIX, lors de la construction du réacteur.

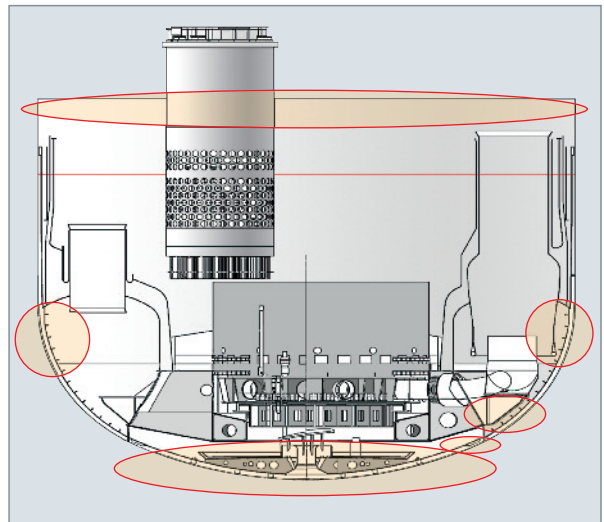


Fig. 89. Détermination de plusieurs zones de rétention à traiter, au niveau du platelage, du bas des pompes et du siphon/redan.

La fin des opérations de démantèlement de SUPERPHÉNIX est prévue (démolition finale des bâtiments) de 2025 à 2030. Le démantèlement de PHÉNIX (fig. 90), commencé en 2009, s'effectuera sur la base de ce retour d'expérience.



Fig. 90. Démantèlement de l'installation de production d'électricité de PHÉNIX à Marcoule.

Une expérience partagée

Une grande expérience existe, concernant le démantèlement des réacteurs rapides sodium. Cette expérience partagée a conduit à un consensus sur la méthodologie générale à utiliser, qui comporte quelques spécificités liées au sodium, mais ne pose pas de difficultés techniques particulières. Les points les plus délicats sont le traitement des zones de rétention et le mode de traitement des pièges froids primaires.

Joël GUIDEZ,

Direction de l'énergie nucléaire

et Jean-Guy NOKHAMZON,

Direction de l'assainissement et du démantèlement nucléaire

► Références

[1] TECDOC IAEA 1633 Workshop 2005.

[2] TECDOC IAEA 1405 Workshop 2002.

[3] Présentations effectuées aux réunions annuelles du *WANO FBR group*.



Sûreté et environnement

Le fonctionnement des RNR sodium a montré quelques avantages par rapport aux réacteurs à eau actuels en termes de rapport à l'environnement. En effet, les rejets liquides ou gazeux de ces réacteurs sont aujourd'hui encore plus faibles que ceux des REP en fonctionnement. De même, en terme de dosimétrie, les arrêts de cycle sans ouverture de la cuve et avec manutention en sodium conduisent à une dosimétrie générale d'exploitation plus faible. Et bien sûr, on retrouve tous les avantages du bouclage du cycle, de la minimisation des déchets ultimes, et de la possibilité de transmutation des actinides minimisant encore la radiotoxicité finale de ces déchets.

En terme de sûreté, la comparaison des réacteurs à sodium et des réacteurs à eau est délicate, car chaque filière possède des points forts intrinsèques et des points où des dispositions de sûreté doivent être renforcées. Ce chapitre insiste tout spécialement sur les points où les RNR sodium ont dû développer des techniques spécifiques de maîtrise d'incidents potentiels, comme les feux sodium, les réactions sodium/eau ou, en neutronique, la prise en compte des effets de vidange du sodium ou de compactage mécanique du cœur. Il apparaît, par contre, des points de sûreté intrinsèque très positifs. Par exemple :

- La forte inertie thermique et la grande capacité de convection naturelle du sodium simplifient tous les problèmes d'évacuation de la puissance résiduelle après arrêt du réacteur ;
- l'absence de mise en pression du fluide de refroidissement simplifie la conception des dispositifs de sécurité nécessaires en cas de fuite de ce fluide de refroidissement ;
- le pilotage neutronique est facilité par l'absence de poison (comme le bore), l'absence d'effet Xénon après arrêt du réacteur et des coefficients de contre-réaction thermiques très efficaces.

Dans tous les cas, et après l'accident de Fukushima, tous les objectifs de sûreté ont encore été revus à la hausse par les autorités des différents pays. La satisfaction de ces nouvelles demandes sera un des principaux enjeux pour tous les réacteurs et, par conséquent, pour les RNR sodium du futur.

La sûreté des RNR-Na

Les réacteurs de quatrième génération à neutrons rapides ont des objectifs de sûreté ambitieux. Les autorités de sûreté occidentales exigent qu'ils aient a minima le même niveau de sûreté que celui des réacteurs à eau de troisième génération. Dans cette démarche, il faut prendre en compte un certain nombre de caractéristiques spécifiques aux réacteurs rapides refroidis au sodium. Certaines sont favorables : l'absence de pression dans la cuve évite les problèmes de dépressurisation et de perte de fluide de refroidissement spécifiques aux réacteurs à eau ; la forte inertie thermique et la large marge avant ébullition sont deux facteurs facilitant l'évacuation de la **puissance résiduelle*** ; la faible dépendance des sections efficaces, en fonction de l'énergie des neutrons, et l'absence d'**effet xénon***, simplifient le pilotage du réacteur et le contrôle de la **réactivité***. En revanche, d'autres caractéristiques de ces réacteurs posent problème. Sans être exhaustifs, les points suivants doivent faire l'objet d'une analyse spécifique :

- Le cœur n'est pas dans sa géométrie la plus réactive et une déformation du cœur peut induire une insertion de réactivité. Cela pose les questions de la dynamique des mouvements du cœur et du contrôle des déformations de la géométrie du cœur ;
- la variation de densité du sodium au centre du cœur (ébullition ou passage de bulle) induit également une insertion de réactivité, ce qui pose le problème dit de l'« **effet de vidange*** sodium » ;
- le sodium réagit avec l'eau et l'air, ce qui pose le problème de la gestion des fuites de sodium et de la réaction sodium-eau.

L'évacuation de la puissance résiduelle

En cas d'arrêt d'un réacteur nucléaire, le cœur est encore le siège d'un dégagement de puissance dite « résiduelle », due à l'énergie dégagée par la désintégration radioactive des produits de fission. Cette puissance résiduelle, qui vaut 7 % de la puissance nominale du réacteur, au moment de l'arrêt, et 1 % après six heures, décroît donc rapidement avec le temps, mais doit être

évacuée pour éviter une élévation intempestive de la température, avant la fusion du cœur.

Pour atteindre un haut niveau de fiabilité, les moyens d'évacuation de la puissance résiduelle doivent être diversifiés et redondants. La principale difficulté est la prise en compte des risques de défaillance de modes communs :

- Les modes communs correspondant à des défauts de conception ou de fabrication peuvent être traités grâce à la diversification des fournisseurs ;
- l'utilisation d'échangeurs sodium-air dans lesquels le sodium peut geler, s'il est trop refroidi, est un point sensible et la question de la fiabilité de leur pilotage dans toutes les situations possibles est critique ;
- l'utilisation de circuit à NaK est une solution possible de diversification, par rapport au sodium, concernant le risque de gel ;
- les actes de malveillance doivent être pris en compte dès la conception, afin de protéger et de fiabiliser au maximum les moyens d'évacuation de la puissance résiduelle.

La figure 91, ci-après, représente l'ensemble des systèmes utilisables pour évacuer la puissance résiduelle, typiques d'un réacteur intégré.

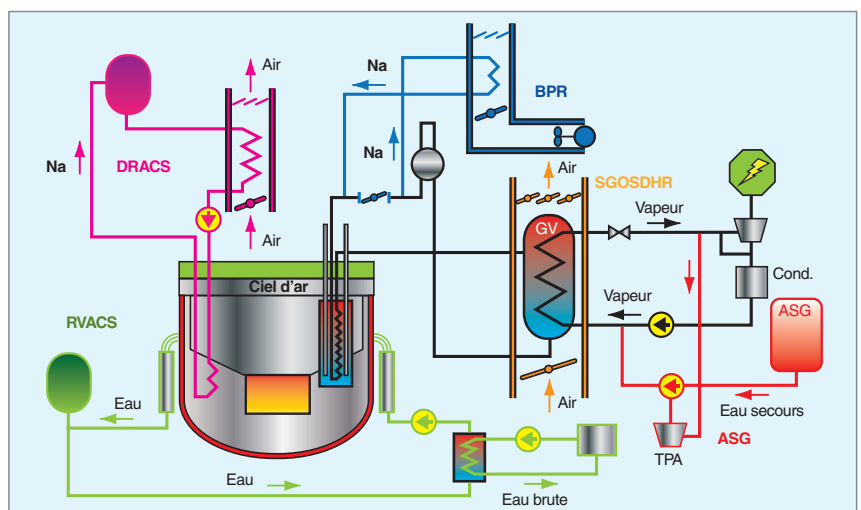


Fig. 91. Les systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle d'un réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium.

Tableau 10.

Les systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle des réacteurs PHÉNIX, SUPERPHÉNIX et EFR								
		PHÉNIX		SUPERPHÉNIX		EFR		
		Actif	Passif	Actif	Passif	Actif	Passif	Source froide
SGOSDHR	Boucles normales	3 boucles EPUR par GV Nécessite pompes secondaires	GV (intervention opérateur)	Non	Non	Non prévu, mais préconisé par <i>Ad'hoc Safety Club</i>		Air
BPR	Circuit dédié branché sur le secondaire	Non	Non	4 BPR (Circulation Na par la pompe secondaire)	Oui	Non	Non	Air
DRACS	Échangeur dans Na primaire	Non	Non	4 boucles	Oui : convection naturelle	6 boucles (dont 3 actives)	Oui : 3 + 3 en convection naturelle (diversifié)	Air
RVACS	EPUR par puits de cuve	2 circuits (source froide diversifiée : eau + air)	Non	2 circuits (non suffisant pour EPUR)	Non	Non prévu, mais préconisé par <i>Ad'hoc Safety Club</i>		Eau

Le tableau 10 rappelle les solutions retenues pour PHÉNIX, SUPERPHÉNIX et EFR :

Pour tous les réacteurs du tableau, on considère que l'alimentation en eau des générateurs de vapeur est indisponible, car non secourue par des diesels : c'est pourquoi on ne parle pas de ce mode d'évacuation de puissance qui utilise l'eau comme source froide.

Tous les systèmes du tableau fonctionnant en mode actif sont secourus par les alimentations internes de secours (diesels et, selon les cas, batteries).

L'évacuation de la puissance résiduelle sur SUPERPHÉNIX

Après l'arrêt du réacteur, l'évacuation de la puissance résiduelle pouvait être assurée par trois moyens différents :

1. En cas d'arrêt normal, la puissance résiduelle était évacuée par les condenseurs des deux groupes turbo-alternateurs, par l'intermédiaire des générateurs de vapeur et du circuit eau-vapeur ; il suffit d'un condenseur pour assurer la fonction ; ce moyen d'évacuation de la puissance résiduelle n'était pas dimensionné au séisme et n'était pas secouru par les diesels.

2. En cas d'indisponibilité des circuits eau-vapeur, la puissance résiduelle pouvait être évacuée par les échangeurs sodium-air placés à cet effet sur les boucles secondaires (BPR) ; pour évacuer la puissance résiduelle, il suffisait de deux boucles secondaires secourues par leurs diesels, en convection forcée côtés air et sodium ou de trois boucles en convection

naturelle (les essais effectués avaient permis de vérifier que la convection naturelle s'établissait bien et s'avérait plus efficace que ce que les calculs avaient prévu).

3. En cas de perte des quatre boucles secondaires, la puissance résiduelle pouvait être évacuée par :

- D'une part, quatre circuits de secours en sodium (circuits DRACS) indépendants, comportant chacun un échangeur immergé dans le sodium primaire ; pour évacuer la puissance résiduelle dès l'arrêt du réacteur, il aurait suffi soit d'un circuit DRACS en convection forcée secouru par un diesel et de deux circuits DRACS en convection naturelle, soit de deux des quatre circuits DRACS en convection naturelle ;
- d'autre part, deux circuits d'eau (circuits RVACS) indépendants disposés dans le puits de cuve absorbant la chaleur rayonnée par les deux cuves ; au bout d'environ un mois d'arrêt du réacteur, ces circuits sont suffisants pour évacuer seuls la puissance résiduelle.

Les circuits d'évacuation de la puissance résiduelle BPR et DRACS étaient secourus par les diesels, en cas de perte du réseau extérieur, et comme tous les matériels assurant les fonctions essentielles de sûreté ou dont la défaillance pourrait mettre en cause ces fonctions, ils étaient dimensionnés aux séismes.

Mécanique dynamique du cœur, sensibilité au gerbage

Les principaux enjeux du comportement dynamique du cœur sont :

- La variation de volume du cœur et ses conséquences sur la réactivité. Un déplacement radial de quelques millimètres en périphérie du cœur peut avoir un effet significatif. On considère qu'un déplacement de 5 mm est suffisant pour avoir provoqué les arrêts d'urgence (**AURN***) du réacteur PHÉNIX en 1989 et 1990 ;
- les déplacements des assemblages, par rapport au sommier et au BCC (Bouchon Couvercle Cœur), pouvant éventuellement gêner la chute des barres de commande ;
- l'intégrité des structures, avec la prise en compte du risque de plastification des plaquettes inter-assemblages et des pieds des assemblages.

Les assemblages combustibles sont insérés dans le sommier. D'un point de vue mécanique, ils peuvent être assimilés à des poutres pour leur comportement dynamique. Pour des faibles déplacements (de l'ordre de grandeur du millimètre en tête), les jeux en pied ne sont pas comblés. Pour des déplacements plus importants, les assemblages peuvent être considérés comme encastres. La fréquence propre de leur premier mode de vibration est d'environ 3 Hz, et celle de leur deuxième mode d'environ 20 Hz (réacteur PHÉNIX). Le comportement dynamique du faisceau de poutres (assemblages combustibles et protections neutroniques) est conditionné par la présence du fluide et par les contacts entre assemblages. Le fluide provoque globalement une baisse des fréquences propres de vibration et une augmentation de l'amortissement. Les contacts, au niveau des plaquettes et en tête, ainsi que la présence éventuelle d'un cerclage, limitent les mouvements du faisceau.

Lorsque le cœur est soumis à une excitation sismique, les assemblages ont tendance à avoir un mouvement horizontal d'ensemble, avec des déplacements par rapport au sommier de l'ordre de grandeur de quelques centimètres. Les déplacements relatifs, avec une variation de volume du cœur, sont liés à des différences de caractéristiques mécaniques (masses ou rigidités) entre les différentes structures présentes (assemblages combustibles et protections neutroniques). Ces déplacements relatifs sont faibles : moins de 1 mm, lors des essais du programme Symphony, pour des déplacements globaux de quatre centimètres. Ces déplacements relatifs sont limités par la présence du fluide. Les efforts de contact, au

niveau des plaquettes, sont faibles. Le risque de plastification des pieds des assemblages est limité si le réacteur repose sur des appuis « antisismiques », avec des sollicitations moindres. L'adjonction d'un cerclage du cœur limite les mouvements globaux, mais augmente les mouvements relatifs.

D'autres excitations conduisent à des mouvements de **gerbage*** et sont prises en compte, notamment dans les études sur les AURN, pour lesquelles on considère que la cause la plus réaliste physiquement de l'oscillation de puissance est un mouvement de gerbage de l'ensemble des assemblages du cœur (fig. 92). Ces excitations peuvent être purement génériques, comme l'injection d'un volume de sodium ou l'application d'efforts radiaux sur des assemblages. L'enjeu des études, sur ce sujet, est d'évaluer les mouvements centripètes du cœur qui succèdent à un gerbage centrifuge. La présence d'un cerclage a tendance à augmenter le retour centripète et la compaction du cœur. La plastification des pieds limite ces retours.

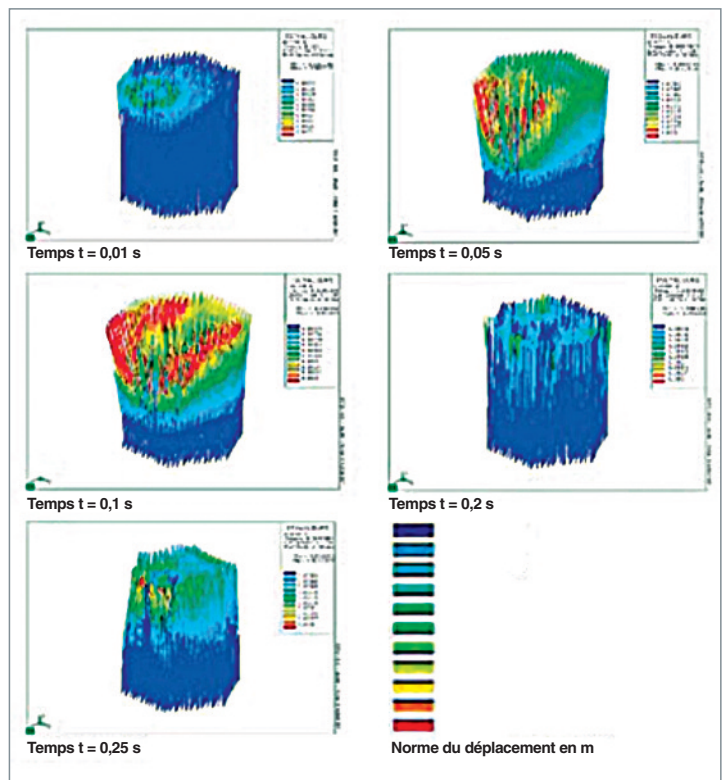


Fig. 92. Calcul du mouvement des assemblages combustibles du cœur, lors du passage d'une onde de pression (scénario AURN).

L'effet de vidange sodium

Dans un réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium, la vidange d'une partie du sodium du cœur, chassé soit par ébullition, soit par passage d'une bulle de gaz, peut entraîner une variation de réactivité. Cette vidange est à l'origine de trois contre-réactions associées à la variation de sa densité, en

fonction de sa température (voir *supra*, p. 39-44, le chapitre intitulé : « la conception du cœur d'un RNR ») :

- La baisse de l'absorption neutronique dont l'effet sur la réactivité est positif (effet défavorable en matière de sûreté) ;
- la baisse de la diffusion inélastique due au durcissement du spectre dont l'effet est également positif ;
- l'augmentation des fuites neutroniques à la périphérie du cœur et dont l'effet sur la réactivité est négatif.

Il y a donc compétition entre trois composantes, deux défavorables à la stabilité, dominantes au centre du cœur, la dernière favorable en périphérie du cœur, ce qui offre deux voies de réduction de l'effet de vidange global :

- Réduction de la composante centrale en jouant sur les composants du cœur (enrichissement, proportions sodium et combustible, ajout d'un modérateur...) ;
- augmentation de la composante de fuite par une topologie du cœur adaptée.

Ce sont ces principes qui ont guidé la conception du cœur CFV actuellement retenu pour le réacteur ASTRID (fig. 92).

Les fuites de sodium

La présence d'une fissure dans les circuits ne peut être totalement exclue, notamment au niveau des soudures de raccordement, en cas de défaut de réalisation ou de chargement local sous-estimé.

Le retour d'expérience sur les réacteurs PHÉNIX fait état de trente-deux fuites en trente-quatre ans. Les quantités de

sodium ayant fui sont variables (quelques grammes à plusieurs centaines de litres). Dans trois cas seulement, un feu de sodium s'est déclenché (fig. 94). Pour SUPERPHÉNIX, 4 fuites ont été enregistrées dont 3 sont inférieures ou égales à une dizaine de grammes, la quatrième étant la fuite du barillet d'entreposage des assemblages mettant en œuvre 75 m³ de sodium dans l'espace inter cuves inerté.

Les essais réalisés sur les petites fuites de sodium ont montré qu'à 200 °C, l'écoulement sur la paroi de la canalisation est rapide et la détection est favorisée, alors qu'à 500 °C les produits formés par réaction air-sodium-calorifuge constituent une barrière solide pour l'écoulement du sodium et la détection est défavorisée. Les résultats expérimentaux ont montré qu'il existe un risque de non-détection avec corrosion de la tuyauterie en acier pour de faibles débits de fuite de sodium à 500 °C (<1 cm³/min).

Pour réduire le risque de corrosion et d'évolution vers une fuite plus importante qui conduirait à un feu, l'efficacité de la détection est primordiale. À partir du bilan qui a été établi pour le fonctionnement des systèmes de détection de fuites sur les trois réacteurs PHÉNIX, SUPERPHÉNIX et MONJU, il apparaît clairement que, dans le cas où l'on ménage un espace entre le calorifuge et la tuyauterie, le problème de la corrosion sous calorifuge peut être évité. De plus, dans cette configuration, les systèmes de détection fondés sur la présence d'aérosols de sodium sont bien adaptés.

Compte tenu de la réactivité chimique du sodium avec l'air, une fuite non détectée à temps peut conduire à un feu de sodium. Quelques fuites ayant conduit à des feux sodium localisés se sont produites à PHÉNIX, mais il y a eu à MONJU une fuite très importante suivie d'un incendie, qui a nécessité plusieurs années de travaux avant de pouvoir redémarrer le réacteur.

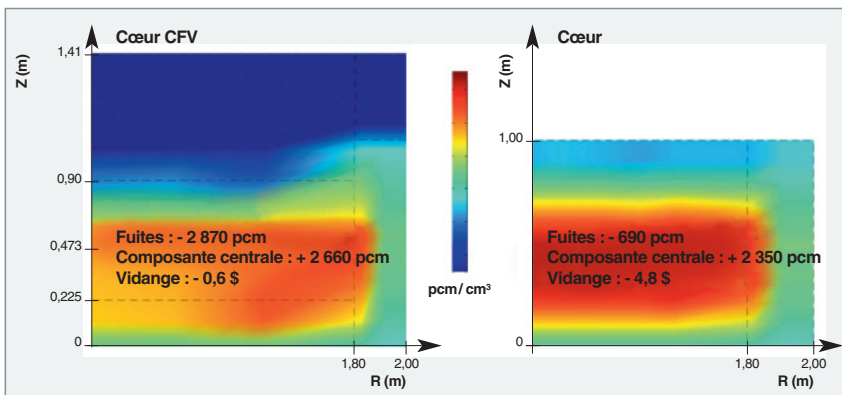


Fig. 93. Exemple de calcul comparatif de la répartition spatiale de l'effet de vidange (exprimé en pcm*/cm³) dans deux cœurs de RNR-Na de conception différente : cœur « homogène » et cœur « Faible effet de Vidange » (CFV) envisagés pour le réacteur ASTRID. Les chiffres de la figure (exprimés en pcm* et en dollars*) se réfèrent à la variation de réactivité induite par une vidange homogène du cœur.



Fig. 94. Vanne décalorifugée après une fuite de sodium sur PHÉNIX.



Fig. 95. Exercice d'extinction d'un feu de sodium.

La toute première mesure, en cas de feu, est la vidange du circuit concerné. Il faut donc à la fois sécuriser le circuit de vidange et rendre celle-ci aussi rapide que possible par le choix des diamètres de tuyauterie suffisants.

L'extinction du feu (fig. 95) s'effectue par étouffement, au moyen d'une poudre, dite « poudre MARCALINA », mise au point par le CEA. Cette dernière est épanchée au moyen d'extincteurs ou à la pelle. Elle est composée de carbonates de sodium et de lithium, ainsi que de graphite qui assure sa fluidité. Cette poudre doit donc être disponible et régulièrement vérifiée, dans les lieux où se trouvent des possibilités de fuite de sodium.

Un moyen passif d'extinction utilisé sur PHÉNIX, consiste à collecter le sodium fuyard et à le faire écouler dans un bac étouffoir. Le retour d'expérience acquis sur ce type de dispositif porte sur la surveillance à effectuer de façon régulière, de l'absence de présence d'eau ou d'humidité dans ces bacs, qui sont, en général, situés en point bas des bâtiments. Il est donc intéressant de disposer dans ces bacs des moyens de mesure (bougies, par exemple) pour détecter des présences d'eau.

À titre préventif, on se prémunit contre la possible propagation d'un feu de sodium par le cloisonnement des locaux où passent des tuyauteries sodium. Ce cloisonnement est constitué par des structures métalliques portant des panneaux isolants. Ces panneaux sont démontables pour permettre la maintenance nécessaire et sont dimensionnés pour résister à un séisme et à un grand feu de sodium qui engendrerait une température ambiante de 1100 °C durant trente minutes.

La réaction sodium-eau

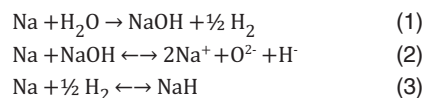
Pour chacun des circuits intermédiaires du réacteur, les tubes d'échange du Générateur de Vapeur (GV) constituent la seule barrière physique entre le sodium et l'eau. Les défauts d'étanchéité se traduisent par une réaction chimique entre le sodium et l'eau qui peut provoquer des dégâts importants. Les conditions de température et de pression de l'échange thermique sont les suivantes, en régime nominal de fonctionnement du réacteur (exemple : SUPERPHÉNIX) :

- Côté eau-vapeur : pression de 219 bars et 184 bars respectivement en entrée eau et sortie vapeur ; température de 237 à 490 °C ;
- côté sodium : pression de l'ordre de trois bars ; température de 345 à 525 °C.

Du fait des mécanismes mis en jeu, une réaction sodium-eau peut produire des ondes de pression qui se propagent dans le circuit intermédiaire et peuvent éventuellement endommager les tubes des échangeurs intermédiaires (EI) assurant l'échange entre le sodium primaire et le sodium du circuit intermédiaire. Ces tubes font partie, au même titre que la cuve principale du réacteur, de la deuxième barrière de confinement. Il est cependant à noter qu'il n'existe aucun retour d'expérience international faisant état d'un impact quelconque d'une réaction sodium-eau sur l'étanchéité de l'échangeur intermédiaire.

Les causes possibles de la réaction sodium-eau résident dans des phénomènes associés au fonctionnement du générateur de vapeur : la corrosion sous contrainte des tubes (au niveau des soudures, notamment), les chocs thermiques (eau sous-saturée en entrée des modules surchauffeurs), la dilatation empêchée des tubes induisant leur flambage, les vibrations du faisceau tubulaire.

La mise en présence d'eau (liquide ou vapeur) avec du sodium liquide provoque les réactions chimiques suivantes :

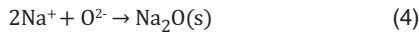


La réaction [1] est totale, instantanée, irréversible et fortement exothermique. Son enthalpie⁴ de réaction globale à 500 °C est égale à -162,4 kJ/mole. Si les concentrations respectives en O et H vérifient les conditions suivantes :

$$[\text{O}^{2-}] > [\text{O}]_{\text{sat}} \text{ et/ou } [\text{H}^-]_{\text{sat}} > [\text{H}]_{\text{sat}}$$

$[\text{O}]_{\text{sat}}$ et $[\text{H}^-]_{\text{sat}}$ étant respectivement les solubilités en O et H à la température locale du sodium, les réactions suivantes peuvent avoir lieu :

4. Enthalpie : énergie totale d'un système. (NDE.)



Ces réactions se produisent notamment dans les pièges froids, dispositifs destinés à purifier le sodium des RNR, en fonctionnement normal ou après réaction Na-eau.

Les effets de la réaction sodium-eau peuvent être chimiques, mécaniques et thermiques :

- Les effets chimiques sont de deux types : une corrosion généralisée, due à l'oxygène et à l'hydroxyde de sodium dissous dans le sodium, et une érosion/corrosion locale (« **wastage*** ») due au milieu réactif. Le « *wastage* » induit tout d'abord l'élargissement progressif de l'orifice de fuite lui-même, phénomène appelé « auto-évolution » ou « *self wastage* », puis peut affecter, sous l'effet du dard corrosif créé par cet effet chalumeau, les structures proches environnantes telles que les autres tubes du GV ou la virole externe du GV (fig. 96) ;
- les effets mécaniques sont associés à des fuites importantes (débit supérieur à 100 g/s) et sont également de deux types : une surpression rapide associée à la propagation d'une onde de pression dans le sodium du GV et du circuit intermédiaire. L'introduction importante de gaz (principalement l'hydrogène) crée une augmentation de pression globale dans la boucle intermédiaire et peut initier des mouvements de sodium entre les autres volumes d'expansion de la boucle ;
- les effets thermiques sont associés à des fuites importantes (débit supérieur à 100 g/s) et dus au caractère exothermique de la réaction. L'échange thermique entre produits de réaction très chauds et tubes voisins conduit ces tubes à s'échauffer, à être le siège de phénomène de fluage, à se déformer, et peuvent éclater en quelques dizaines de secondes en créant des brèches importantes ;



Fig. 96. Trace de « *wastage* » sur la paroi interne de la virole du générateur de vapeur de PHÉNIX, après la cinquième réaction sodium-eau.

Plusieurs stratégies de protection sont mises en place :

- L'adoption, au stade de la conception, de mesures limitant les risques d'endommagement selon les mécanismes déjà évoqués : manchons de protection sur les soudures... ;
- l'utilisation de systèmes de détection, basés sur la mesure de la variation de la concentration en hydrogène dissous en sodium ou en argon (mesure de diffusion de l'hydrogène à travers une membrane de nickel par un spectromètre de masse associé à une pompe ionique, sondes électrochimiques produisant un signal électrique proportionnel à la différence de concentration d'hydrogène entre le sodium liquide et un électrolyte de référence) ou sur la détection du bruit produit par la réaction (détection acoustique, active ou passive) ;
- la mise en place de systèmes de protection du GV et des procédures associées : système de décompression rapide de la vapeur, membrane d'éclatement permettant la vidange gravitaire en sodium de l'appareil.

Le retour d'expérience des réactions sodium-eau dans les générateurs de vapeur est riche : en France, sur PHÉNIX, cinq réactions sodium-eau, causées par des défauts situés sur des soudures des tubes vapeur, ont eu lieu, en 1982 et 1983, puis en 2003. Elles ont été détectées par le système de détection d'hydrogène par diffusion à un stade précoce, et les conséquences de tels incidents sur l'installation ont été limitées. Ces réactions sodium-eau, fréquentes sur les premiers réacteurs prototypes, sont devenues ensuite de plus en plus rares. Cela est dû à la compréhension des mécanismes de fatigue conduisant à des fissures débouchantes, couplée à l'amélioration des méthodes de fabrication des générateurs de vapeur. Comme, de plus, les méthodes de protection et de surveillance se sont elles aussi améliorées, on peut considérer que la réaction sodium-eau est un phénomène maîtrisé.

La détection de la réaction sodium-eau

Un moyen essentiel de détection de fuites avec réaction sodium-eau est la mesure de l'accroissement de la teneur en hydrogène dans le sodium secondaire et le ciel de pile.

L'hydrogène peut, en effet, être entraîné par l'écoulement du sodium ou remonter vers les gaz de couverture, en fonction de la vitesse du sodium. En fonctionnement normal, il y a production continue d'hydrogène « naissant » par corrosion côté eau, avec formation de magnétite à l'interface acier-eau : une partie de l'hydrogène naissant diffuse côté Na et l'autre partie diffuse vers l'eau au travers de la couche de magnétite. L'eau est traitée pour limiter la corrosion due à l'oxygène dissous avec de l'hydrazine qui se décompose par-

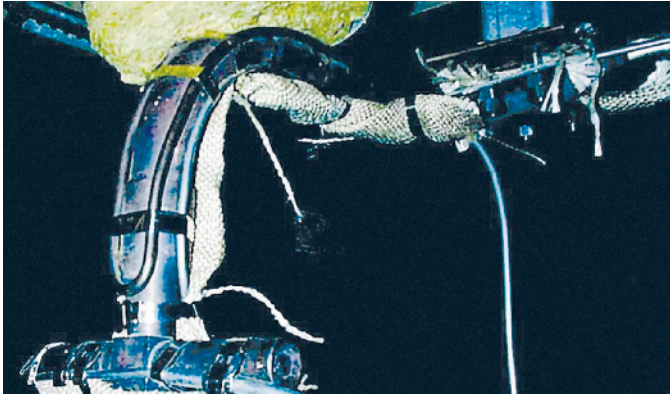


Fig. 97. Le système de détection de l'hydrogène sur PHÉNIX. L'hydrogène dissous dans le sodium est tiré au vide à travers une membrane de nickel et analysé par spectrométrie de masse.

tiellement au-dessus de 250 °C pour contribuer à la concentration en hydrogène côté eau-vapeur. La différence de pression partielle en hydrogène entre le circuit eau et le circuit Na intermédiaire produit un flux d'hydrogène vers le circuit intermédiaire, où sa concentration dans le sodium est maintenue aussi basse que possible, grâce à la purification continue du sodium conduite avec un piège froid sur chaque boucle intermédiaire. Cette concentration résiduelle en hydrogène est appelée « bruit de fond », qui doit être maintenu aussi faible que possible pour permettre une détection la plus efficace possible de la réaction Na-H₂O.

Lors d'une entrée d'eau, l'hydrogène se dissout dans le sodium, se trouve entraîné, ce qui conduit à une augmentation des concentrations mesurées dans le sodium par le système de détection (fig. 97). Des valeurs limites de cette augmentation, considérées comme significatives d'une fuite, sont déterminées par un étalonnage préalable. Leur dépassement provoque en premier (seuil d'alarme) l'avertissement des opérateurs, puis le déclenchement d'actions automatiques de repli du GV en configuration sûre. L'idée de base du système de détection est de s'assurer que la fuite initiale pourra être détectée avant le percement des tubes voisins ou de la virole, par effet de « wastage ».

La sûreté : un défi pour les réacteurs rapides sodium du futur

Les réacteurs rapides sodium présentent des avantages et des inconvénients en matière de sûreté différents de ceux des réacteurs à eau qui composent l'essentiel du parc mondial actuel, ce qui rend la comparaison et l'évaluation des risques assez difficile. Cependant, les autorités de sûreté occidentales demandent, pour les RNR futurs, un niveau de sûreté au moins équivalent à celui des réacteurs à eau de troisième génération. Les mesures post-Fukushima viennent encore renforcer ces exigences. La satisfaction de ces demandes met la barre très haut et représente l'un des principaux enjeux de la conception des réacteurs du futur.

Philippe DUFOUR,

Département d'étude des réacteurs

► Bibliographie

« Directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression », 19 et 26 octobre 2000.

« Safety objectives for new power reactors study by WENRA », *Reactor Harmonization Working Group*, December 2009.

Les avantages environnementaux des RNR-Na

L'impact environnemental d'un réacteur nucléaire en fonctionnement normal est généralement très faible. Cependant, un réacteur rejette de faibles quantités de radioactivité, sous forme gazeuse et liquide dans l'environnement, et produit des déchets solides. De plus, il rejette aussi de la chaleur dans l'eau de refroidissement. Enfin, son exploitation expose le personnel à de faibles doses radioactives. Le présent chapitre se propose de comparer l'empreinte dosimétrique et environnementale des réacteurs rapides sodium et des réacteurs à eau qui composent l'essentiel du parc nucléaire actuel.

La dosimétrie

La comparaison entre dosimétrie des différents types de réacteurs, dans différents pays, est effectuée par un groupe de l'OCDE et fait l'objet de rapports annuels [1]. Cette dosimétrie s'exprime en Homme-Sievert/réacteur et par an.

En 2008, la moyenne mondiale était de 0,69 pour les réacteurs à eau pressurisés (REP et VVER), de 1,35 pour les réacteurs bouillants et de 1,27 pour les réacteurs à eau lourde. Pour les 58 réacteurs français, la moyenne était de 0,66 H-Sv/an en 2008. L'essentiel de cette dosimétrie, soit 83 % de la dose collective annuelle, est mesurée durant les opérations d'arrêt du réacteur, où s'effectuent les opérations de manutention et de maintenance diverses. En 2008, ces opérations sur le parc français ont compris, par exemple, un changement de générateur de vapeur et deux changements de partie supérieure de cuve. Seuls 17 % des doses collectives, soit 0,11 H.Sv, sont imputables aux périodes de fonctionnement du réacteur.

Pour les réacteurs rapides, la manutention s'effectue en aveugle, sous la dalle, entre le bloc réacteur et le barillet sodium. Cette manutention ne crée donc aucune dose pour le personnel. De même, le circuit primaire sodium intégré dans la cuve n'est pas accessible. Quant au circuit secondaire sodium, son activité est négligeable, ce qui rend non dosant l'accès à ce circuit, y compris dans les périodes de fonctionnement du réacteur. En conséquence, la dosimétrie sur un réacteur rapide comme PHÉNIX est extrême-

ment faible. Pour la même année 2008, cette dose collective annuelle a été de 0,018 H.Sv pour les 783 agents répertoriés sur le réacteur. Cette valeur est à comparer aux 0,66 H.Sv de la moyenne nationale des réacteurs à eau.

« La dose moyenne prise par un agent PHÉNIX en un an correspondait à environ la moitié de la dose prise dans un vol A/R Paris/Tokyo (valeur moyenne de 0,13 mSv). »

Comme sur les réacteurs à eau, ce seront certaines opérations de maintenance des RNR-Na qui seront les plus dosantes pour le personnel. Dans les années 80, un certain nombre d'opérations de sortie/lavage et réparation de composants primaires ont été effectuées [2, 3]. Des pics à 0,16 H.Sv par an ont alors été observés. Sur les trente-cinq années de fonctionnement du réacteur, la dose totale a été de 2,3 H.Sv, soit en moyenne 0,064 H.Sv par an (fig. 98). Nous avons donc un ordre de grandeur de différence avec les valeurs du parc de réacteurs à eau. La différence est encore plus forte avec les valeurs des réacteurs bouillants ou à eau lourde.

Les rejets gazeux

La réactivité chimique du sodium nécessite son maintien sous atmosphère inerte. Le gaz du ciel de pile est alors généralement de l'argon (l'hélium a aussi, parfois, été utilisé) qui présente l'avantage de peu s'activer.

Si le circuit argon était parfaitement étanche, il n'y aurait pratiquement pas d'impact du gaz de couverture primaire sur l'en-

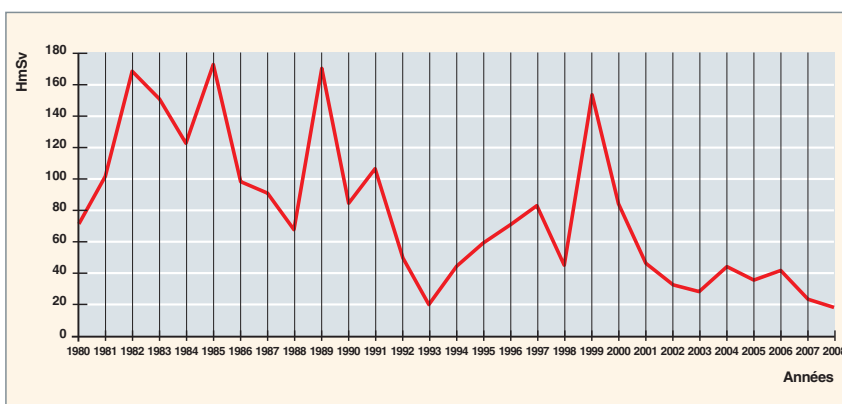


Fig. 98. Dose collective annuelle du personnel exploitant le réacteur PHÉNIX, de 1980 à 2008 (d'après réf. [3]).

vironnement : seuls les produits de fission à vie longue (Kr 85, par exemple) subsisteraient dans le circuit. Cependant, les transitoires dus au fonctionnement du réacteur et les appoints d'argon (par exemple, les barrages dynamiques d'argon neuf aux traversées de la dalle) impliquent des rejets d'argon pour maintenir une pression constante dans le ciel de pile. Ce rejet s'effectue par passage sur différents filtres, passage dans des réservoirs de désactivation de grand volume, et purification sur des lits de charbon actif refroidis à l'azote liquide. L'argon ainsi purifié peut alors être soit recyclé vers le ciel de pile, soit rejeté à la cheminée, selon les besoins.

L'ensemble de ces méthodes permet de ramener l'activité des rejets gazeux à la cheminée, à des valeurs extrêmement faibles.

À titre d'exemple la figure 99, donne les rejets annuels cumulés en gaz rares et tritium de la centrale PHÉNIX de 1974 à 2007. La moyenne annuelle est : **5,2 téra becquerel par an (TBq/a)** (en équivalent de Xe 135). L'essentiel de cette valeur est constitué, en fait, du bruit de fond de l'instrument de mesure, équivalant à 4,9 TBq. Les rejets réels sont donc beaucoup plus faibles que cette valeur.

En **tritium**, la valeur maximale de l'activité annuelle totale rejetée a été enregistrée en 1980 : 0,76 TBq. La moyenne, sur la période 1974-2007, est : **0,17 TBq/a**.

La production de tritium

Sur les réacteurs rapides, le tritium est essentiellement créé par réaction de fission ternaire dans le cœur et par activation du bore des barres de commande. Les mesures faites sur PHÉNIX suggèrent que la source de tritium est environ trois fois moindre que la source initialement estimée par le calcul ;

en fonctionnement normal du réacteur, elle a été estimée par mesures à 0,024 mg/h, soit avec un taux de charge moyen de 60 %, un ordre de grandeur de 0,12 g/an.

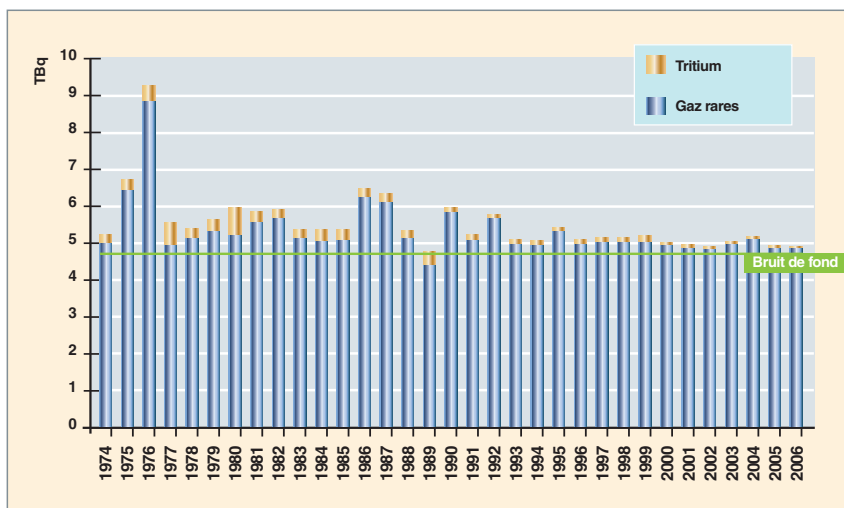
Cette valeur est plus faible que sur les réacteurs à eau sous pression qui utilisent de l'eau borée.

En tant qu'isotope de l'hydrogène, le tritium se piège en co-piégeage avec les hydrures dans le piège froid primaire. Il diffuse également à travers les parois des échangeurs vers les circuits secondaires où il va également se co-piéger dans les pièges froids secondaires. Par diffusion à travers les parois des générateurs de vapeur, on en retrouve encore des traces dans l'eau des circuits GV (concentration de l'ordre de 2 000 Bq/l). En revanche, après le condenseur, le tritium n'est plus mesurable dans l'eau de refroidissement.

Les opérations de régénération des résines de traitement des condensats, et les eaux d'exhaure de l'installation de production d'électricité, produisent des rejets faibles qui sont mesurés *via* les fosses en sortie d'installation. L'activité annuelle totale estimée est inférieure à 100 GBq.

Les valeurs finales de rejet mesurées sur la centrale PHÉNIX ont donc été de 0,17 TBq/an en tritium gazeux (rejetés à la cheminée) et inférieures à 100 GBq/an en rejet liquide.

À titre de comparaison avec les réacteurs à eau français [4], les rejets gazeux varient de 0,2 à 1,2 TBq/an et par tranche, et les rejets liquides varient de 10 000 à 30 000 GBq/an et par tranche. Par ailleurs, le tritium ne diffusant pas à travers les gaines en zircaloy du combustible des réacteurs à eau, une grande partie du tritium produit dans le combustible, se retrouve libéré à la Hague, lors des opérations de cisailage du combustible.



On rappelle que le tritium est produit dans la nature essentiellement par action des rayons cosmiques sur l'azote de l'air. Les teneurs habituelles, d'origine naturelle, sont de 10 à 20 Bq/l dans les eaux des rivières (environ 10 Bq/l dans le Rhône). Avec un débit moyen du Rhône de 1 500 m³/s, nous voyons que le Rhône passe sous les fenêtres de PHÉNIX, avec environ 15 millions de Bq de tritium par seconde.

Fig. 99. Rejets gazeux de la centrale PHÉNIX, de 1974 à 2006. Le bruit de fond, d'origine instrumentale, ne correspond pas à une réalité physique. Les rejets réels sont inférieurs à la valeur mesurée [3].

Les rejets liquides

Les rejets liquides des réacteurs rapides sodium sont essentiellement produits par deux types de lavage : le lavage des assemblages irradiés et le lavage/décontamination des composants primaires, lorsque de la maintenance ou des réparations sont nécessaires.

Une fois sortis du sodium, les assemblages irradiés sont lavés et démantelés avant envoi des aiguilles au retraitement. Les eaux de lavage correspondant à ces opérations contiennent essentiellement pour contaminant, du Mn 54.

Avant d'entretenir ou de réparer les composants du circuit primaire, il faut, après extraction (fig. 100), leur faire subir un traitement de lavage au CO₂ humide, afin de les débarrasser du sodium résiduel, puis de décontamination par une attaque acide contrôlée. Cela diminue le débit de dose dû à l'activation en surface du composant et facilite les interventions sur ce composant.

Sur PHÉNIX, de 1973 à 2008, il a été procédé aux opérations suivantes [3] :

- Sur les gros composants (pompes et éléments de pompes, échangeurs et fonds d'échangeurs, échangeurs postiches) :
 - 55 opérations de lavage,
 - 39 opérations de décontamination.



Fig. 100. Manutention d'un échangeur en puits de lavage / décontamination sur PHÉNIX.

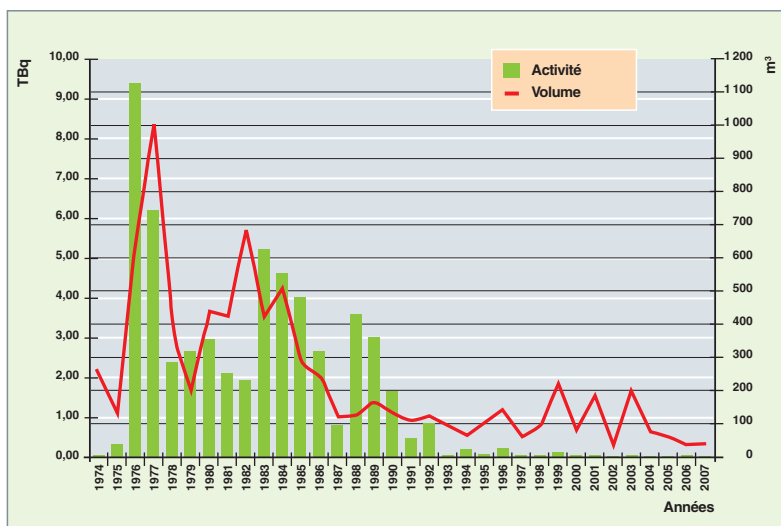


Fig. 101. Production annuelle d'effluents liquides sur PHÉNIX, de 1974 à 2007 [4].

- sur les petits composants (principalement : mécanismes de barre, VISUS) :
 - 20 opérations de lavage,
 - 5 opérations de décontamination.

Le lavage élimine le film de sodium résiduel après égouttage. Il est contaminé en produits d'activation (Na 22 et Na 24) et en produits de fission solubles (Cs 137).

La décontamination vise à décaper la surface contaminée du composant sur quelques microns, car les produits de corrosion métalliques diffusent dans l'acier du composant. Les bains acides se chargent essentiellement de Mn 54 et Co 60. Le Mn 54 représente la quasi-totalité de la contamination déposée (de 80 à 100 %), avec une croissance en fonction du temps.

Les jus de lavage et de décontamination ont représenté sur PHÉNIX une activité cumulée sur trente-quatre ans de 56 TBq. Cette activité est constituée pour 90 à 95 % par le Mn 54. Si l'on remarque que l'activité d'un gramme de Mn 54 est de 287 TBq, on voit que l'ordre de grandeur de rejet est équivalent à 0,2 grammes de produit radioactif Mn 54. On rappelle la période relativement courte de ce produit (312 jours).

Sur la figure 101 qui donne les productions annuelles d'effluents liquides de PHÉNIX, nous voyons que cette production est très liée aux sorties de composants pour décontamination et réparation. Les valeurs deviennent très faibles, si aucune extraction de composant n'est nécessaire.

Les déchets solides

Comme celui des réacteurs à eau, le combustible utilisé des RNR-Na est envoyé au retraitement. Cette opération produit des déchets vitrifiés, d'une activité comparable pour les deux types de réacteurs. L'expérience PHÉNIX a seulement révélé une spécificité liée au fait que les assemblages combustibles et fertiles sont découpés sur place et en cellule pour extraire les aiguilles qui seront envoyées au retraitement.

Les structures métalliques restantes de l'assemblage qui ont été activées sont stockées en étuis appelés « poubelles » dans des puits de décroissance. L'activité correspond à l'activation du métal et de ses impuretés (essentiellement du cobalt et du manganèse). Les périodes sont de l'ordre de quelques années à moins d'une année, ce qui conduit à une décroissance rapide de la radioactivité stockée dans ces puits.

L'exploitation du réacteur entraîne aussi une production « classique » de déchets solides. Si cette production a eu lieu à l'intérieur du zonage réglementaire, ces déchets (gants, bottes, chiffons, ...) seront considérés comme des déchets radioactifs, généralement de catégorie « Très Faible Activité ».

L'eau de refroidissement

Le refroidissement d'un réacteur rapide est assuré par un circuit ouvert, où l'eau prélevée est rejetée après avoir refroidi le condenseur. Ces rejets d'eau ont un impact environnemental, à la fois chimique et thermique :

L'impact chimique

Hormis le cas particulier du tritium, déjà évoqué, le seul impact est apporté par l'abrasion des tubes du condenseur et le rejet correspondant dans l'eau.

Cette usure est identique sur tous les condenseurs de ce type qui équipent des chaudières nucléaires comme des centrales thermiques classiques, et n'est pas spécifique d'un réacteur rapide.

Il en est de même des autres rejets chimiques relatifs à la production d'eau déminéralisée et traitement des circuits d'eau.

L'impact thermique

Comme pour tout circuit ouvert, il y a rejet au fleuve ou à la mer d'une partie de la puissance du réacteur. Les réacteurs sodium, avec leur rendement thermodynamique qui avoisine les 44 %, ont l'avantage de moins rejeter de calories que les réacteurs à eau actuels (rendement 33 %) ou les centrales à charbon (rendement moyen actuel 38 %) par unité d'énergie électrique produite.

Le cycle du combustible et déchets nucléaires

On rappelle que le combustible des réacteurs rapides est constitué d'un mélange de plutonium issu du retraitement et d'uranium appauvri ou naturel. Les rapides permettent l'utilisation des abondants stocks d'uranium appauvri. La filière rapide ne nécessite, pour quelques milliers d'années, ni mine d'uranium ni enrichissement de ce même uranium.

En outre, les possibilités de transmutation des actinides dans les réacteurs rapides ouvrent des voies d'optimisation de la gestion des déchets nucléaires ultimes, avec une importante réduction de leur radiotoxicité.

C'est aussi un avantage environnemental.

Un bilan favorable pour les réacteurs rapides sodium

Le réacteur rapide refroidi au sodium, de par sa conception, produit peu de rejets vers l'environnement [2].

- Les rejets gazeux radioactifs sont très faibles, ils sont quasiment nuls en fonctionnement normal ;
- les effluents liquides résultent principalement d'opérations spéciales de lavage et de décontamination des composants primaires. Leur activité sur PHÉNIX a été de l'ordre de quelques TBq par an, en moyenne. Le retour d'expérience sur les composants devrait conduire, dans le futur, à réduire le nombre d'interventions et donc cette production d'effluents liquides déjà très faible ;
- le fonctionnement de PHÉNIX a montré que les rejets de tritium de l'installation de production d'électricité étaient d'un niveau très faible ;
- les déchets solides sont de niveau comparable aux autres réacteurs ou installations nucléaires ;
- Le bon rendement thermodynamique des réacteurs rapides (rendement brut d'environ 44 % sur PHÉNIX) réduit les rejets thermiques.

Les caractéristiques du réacteur sont aussi favorables à la radioprotection. La dosimétrie cumulée en trente-cinq ans d'exploitation sur PHÉNIX a été de 2,3 Sv. Il y a environ un ordre de grandeur de différence avec la dosimétrie d'un réacteur à eau.

De manière générale, on rappelle au niveau d'un bilan environnemental que le réacteur rapide optimise l'utilisation des ressources naturelles et permet aussi une optimisation des déchets nucléaires ultimes.

Joël GUIDEZ,

Direction de l'énergie nucléaire

► Références

[1] « *Occupational exposures at Nuclear Power Plants* », Eighteenth Annual Report of the ISOE Programme 2008. OECD 2010. NEA N° 6826.

[2] J. GUIDEZ, P. MICHAILLE, L. MARTIN et J. GUIHARD, « Le bilan environnemental durant l'exploitation Phénix », *RGN*, n°1, 2009.

[3] J. GUIDEZ, *Phénix, le retour d'expérience*, EDP Sciences, 2013, chap. XXIII « Un bilan environnemental positif » et chap. XVIII, « Lavage, décontamination et réparation ».

[4] « Gestion des effluents et des rejets radioactifs et chimiques associés des centrales nucléaires en exploitation », IRSN, Rapport DSR, n°282, tome II.



La technologie des RNR-Na

Le sodium est un caloporteur peu utilisé et très particulier, qui pose des problèmes technologiques spécifiques :

L'échange de chaleur entre le sodium et le système de conversion d'énergie demande le développement d'échangeurs tenant compte de l'excellente conductivité thermique du sodium. L'absolue nécessité de maîtriser le contact sodium-eau rajoute d'autres contraintes au cahier des charges. De nombreux composants spécifiques (pompes à sodium, vannes, systèmes de détection d'hydrogène) doivent également être développés.

Il faut également savoir détecter la présence d'impuretés dans le sodium et savoir purifier le sodium pour éviter la corrosion des structures du réacteur.

Le sodium étant très réactif dans l'air et dans l'eau, il faut mettre au point les techniques de lavage et de décontamination des composants pour leur maintenance.

Le sodium étant un milieu opaque dans lequel les méthodes d'inspection optiques sont inapplicables, il faut également mettre au point des méthodes d'inspection spécifiques, par exemple par ultrasons.

Les matériaux utilisés (structures, gainage combustible) doivent être compatibles avec le sodium et les conditions de fonctionnement sévères du réacteur (température et flux neutronique élevés).

Le système combustible (pastilles, aiguilles, fils espaceurs, tubes hexagonaux) est très différent de celui des réacteurs à eau et est développé spécifiquement pour la filière, avec des objectifs de compacité du cœur, de maîtrise de sa géométrie et de son refroidissement.

Le système de conversion d'énergie des RNR-Na

La chaleur extraite par le caloporteur sodium en sortie cœur doit être transférée pour produire la vapeur d'eau pressurisée qui active la turbine et produit l'électricité. Le dispositif assurant cette fonction est le **Système de Conversion d'Énergie*** (SCE). Dans ce transfert d'énergie, la mise en contact d'eau et de sodium peut se produire, en cas de défaut d'étanchéité dans le composant générateur de vapeur au niveau des tubes d'échange, se traduisant par une réaction chimique exothermique. Pour cette raison, les RNR-Na sont munis de **circuits intermédiaires***, appelés également « boucles secondaires », installés entre le sodium du **circuit primaire*** et les **circuits eau/vapeur***, afin d'éviter tout risque de contact entre le sodium primaire et l'eau.

Les objectifs de conception du système de conversion d'énergie d'un RNR-Na, et en particulier des générateurs de vapeur (GV), sont :

- Réduire le risque de réaction sodium eau (RSE) par la robustesse des concepts vis-à-vis de défaillances des parois entre le sodium et l'eau ;
- minimiser les conséquences d'un scénario de RSE par la limitation du terme source, la mise en œuvre de systèmes de détection précoce et la limitation des chargements sur les structures ;
- réduire les coûts par la simplicité du concept et du tracé des tuyauteries du circuit intermédiaire et par la maîtrise des procédés de fabrication.

Par ailleurs, des études sont aussi engagées pour concevoir un système de conversion d'énergie en rupture technologique qui supprimerait *de facto* l'occurrence d'une réaction sodium / eau par remplacement de la vapeur au circuit tertiaire par un gaz neutre (cycle de Brayton au gaz N_2).

Ce chapitre propose donc une revue de l'ensemble des technologies mises en œuvre ou en phase de développement pour optimiser le Système de Conversion d'Énergie (SCE) d'un RNR-Na.

Les circuits intermédiaires

Plusieurs études ont été effectuées dans le but de supprimer le circuit intermédiaire pour réduire le coût de la centrale. Cette option se heurte cependant à un obstacle de taille : le circuit primaire ne se trouve alors séparé du fluide de conversion d'énergie que par une paroi d'échange de chaleur. Or, ce fluide (gaz ou eau-vapeur) est à forte pression, et en cas de fuite, risque de pénétrer massivement dans le circuit primaire et de causer un accident de réactivité combiné éventuellement avec un accident chimique. Un circuit intermédiaire est donc nécessaire pour découpler physiquement le circuit primaire du circuit eau-vapeur.

Le fluide caloporteur utilisé dans le circuit intermédiaire est également du sodium dit « secondaire ». Chaque circuit secondaire est équipé d'un échangeur intermédiaire (sodium primaire / secondaire), d'une pompe et d'un ou plusieurs générateurs de vapeur qui assurent le transfert de l'énergie entre le sodium secondaire et l'eau-vapeur alimentant la turbine. On place généralement la pompe sur la branche froide, en amont des échangeurs intermédiaires. Les circuits secondaires sont totalement indépendants les uns des autres.

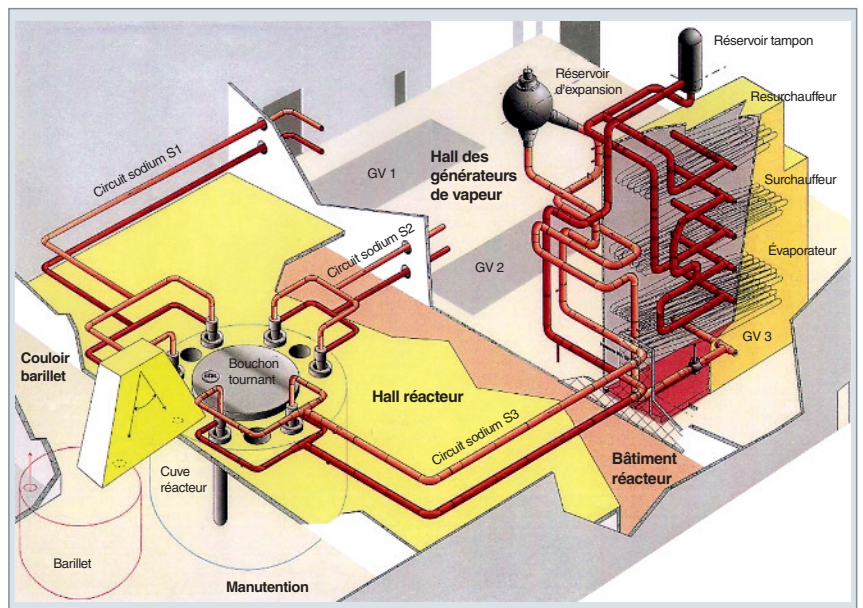


Fig. 102. Schéma des circuits secondaires du réacteur PHÉNIX.

Le générateur de vapeur

Les générateurs de vapeur (GV) sont des échangeurs thermiques sodium-eau à tubes et calandre. Ils sont, en général, du type à contre-courant, à circulation forcée et passage unique (*once-through* = à « passage unique », ou « simple passe ») ou à recirculation. L'eau circule à l'intérieur des tubes du GV (à l'exception du concept de GV dit « inversé » décrit par la suite, où c'est le sodium qui circule dans les tubes). Il existe plusieurs familles de GV qui peuvent être classées selon différentes approches.

Classification par la conception des tubes d'échange

- **À tubes en épingle** : de grande longueur, les tubes sont repliés en épingle (50 mètres pour l'évaporateur et 30 mètres pour le surchauffeur de PHÉNIX) ;
- **à tubes droits** : Dans ce cas, les tubes sont de plus petite longueur, typiquement de 20 à 30 m (exemple : BN 600). Une variante de GV à tubes droits en J ou à lyre a été réalisée en Inde, dans le but de s'affranchir des difficultés liées au soufflet (pour un GV à tubes droits avec soufflet) et à l'hyperstaticité du faisceau tubulaire ;
- **à tubes hélicoïdaux** : ils présentent de grandes longueurs développées (80 mètres, dans le cas de SUPERPHÉNIX). Des progrès ont été réalisés récemment en termes d'évolution de conception et de fabrication : pré-cintrage des tubes, procédé de soudage pour le aboutage des tubes, utilisation de plaques à diaphragmes démontables pour l'accès à l'intérieur des tubes d'échange et adaptation à la boucle secon-

daire (mise à profit du tube central pour canaliser le sodium chaud vers le haut du faisceau tubulaire et situer ainsi l'entrée sodium en partie basse) ;

- **à tubes en U** : Des appareils de ce type ont été réalisés à l'étranger (surchauffeurs PFR et BN 350), mais ils présentent des inconvénients (vidange, dégazage, etc.).
- **à tubes baïonnette** (ou tubes concentriques) : Des appareils de ce type ont été réalisés à l'étranger (évaporateur BN 350), mais ils présentent des difficultés de réalisation et d'exploitation.

Classification selon la taille des appareils

Le terme de « module » désigne un échangeur de chaleur constitué d'un seul faisceau tubulaire, de ses collecteurs, ses internes, etc.

Deux concepts différents, modulaire (plusieurs appareils en parallèle alimentés par une même boucle secondaire) ou monolithique (un seul appareil par circuit secondaire) :

- **Concept modulaire** : c'est la solution adoptée pour PHÉNIX : 12 modules évaporateurs, 12 surchauffeurs et 12 resurchauffeurs par boucle. Avec une puissance par module de 15,5 MWth (7 tubes), l'ensemble GV 12 modules d'un circuit secondaire a une puissance de 187 MWth. La modularité permet généralement au réacteur de continuer à fonctionner avec un ou plusieurs modules indisponibles. Mais cela entraîne une plus grande complexité des tuyauteries, des complexités de fonctionnement de plusieurs unités en

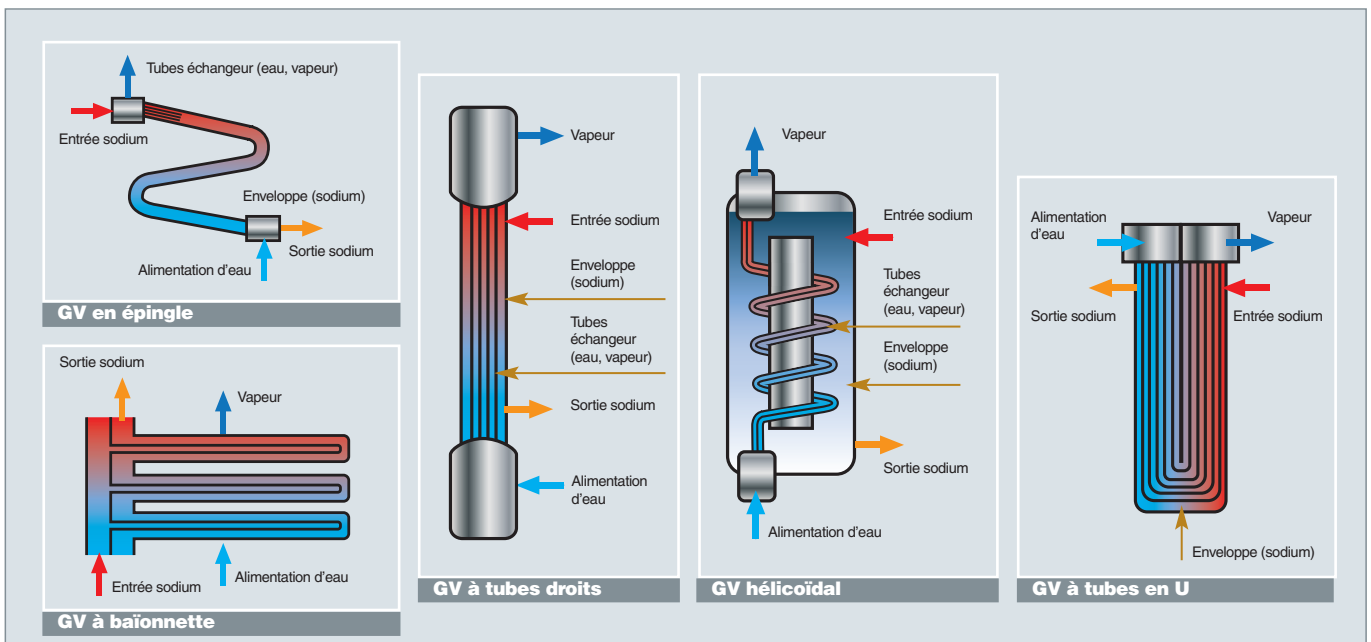


Fig. 103. Schéma de principe de plusieurs concepts de générateurs de vapeur.

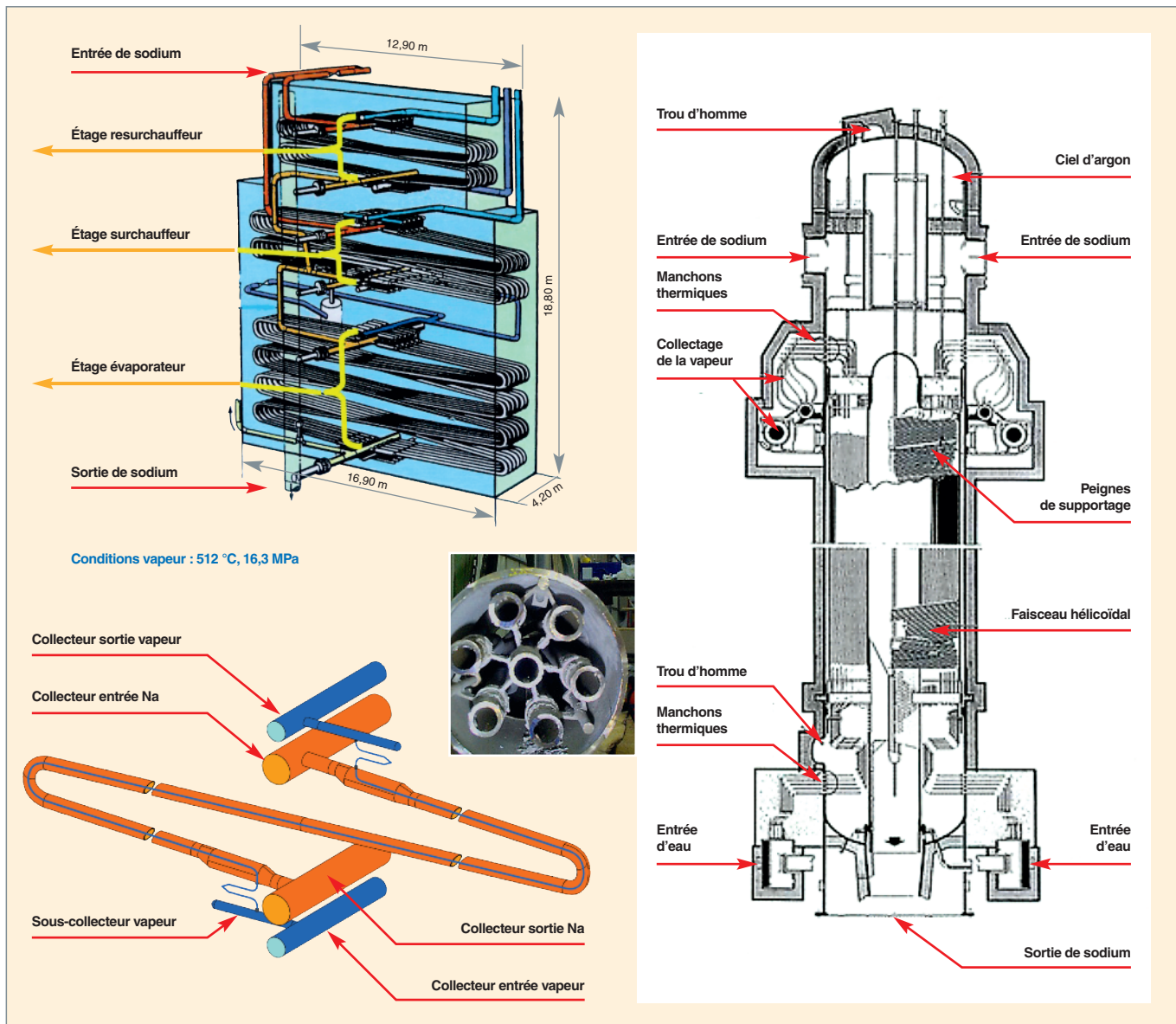


Fig. 104. Vue d'un module générateur de vapeur de PHÉNIX et d'un générateur de vapeur monolithique de SUPERPHÉNIX.

parallèle, un impact fort sur l'installation générale (empreinte au sol), et un prix plus élevé à puissance installée équivalente ;

• **concept monolithique** : c'est la solution adoptée pour SUPERPHÉNIX et EFR (un seul composant par circuit secondaire d'une puissance respectivement de 750 et 600 MWth). Les avantages sont une plus grande compacité et un prix de revient inférieur. Les inconvénients restent l'absence d'essai à l'échelle, en préalable au fonctionnement du réacteur, et la nécessité de remplacer un composant coûteux, en cas d'avarie grave. La maintenance et l'inspection en service de ces gros composants est aussi plus complexe.

Classification selon le choix du matériau des tubes

Le choix du matériau des tubes est délicat, car les impératifs sont nombreux :

- Bonne compatibilité aux environnements sodium et eau-vapeur (corrosion) ;
- aptitude à résister aux effets d'une réaction sodium-eau, dès qu'une fuite d'eau d'un tube est initiée (résistance à la propagation aux tubes voisins, effet dit « de *wastage** ») ;
- bonnes caractéristiques mécaniques à chaud : l'eau est, dans les tubes, à une pression pouvant varier de 140 à

200 bar ; l'appareil peut, par ailleurs, être soumis à des chocs thermiques importants ;

- bonne conductivité thermique : c'est la résistance thermique du tube qui gouverne le coefficient d'échange entre sodium et eau-vapeur.

En pratique, les matériaux suivants ont été utilisés :

- Acier faiblement allié du type 2 1/4Cr, 1Mo (évaporateurs PHÉNIX, BN 350, BN 600), du type 2 1/4 Cr, 1Mo, Nb (surchauffeur KNK, évaporateur PFR) ;
- acier austénitique du type 304 (surchauffeurs BN 350 et BN 600), 321 (surchauffeur et resurchauffeur de PHÉNIX), ou 316 (surchauffeur PFR) ;
- alliage à forte teneur en nickel, du type Alliage 800 (SUPERPHÉNIX) ;
- acier ferritique du type T91 à 9 % de chrome (matériau privilégié des tubes pour les GV à tubes droits, en France, et à l'étranger PFBR-Inde).

Classification des générateurs de vapeur à corps séparés ou non

Les GV de RNR-Na assurent plusieurs fonctions :

- L'évaporateur apporte l'enthalpie nécessaire à la vaporisation de l'eau, à température constante (palier de vaporisation) ;
- le surchauffeur apporte l'enthalpie nécessaire à l'élévation de la température de la vapeur de la température de saturation à la température de sortie vapeur, température à laquelle la vapeur sera détendue dans la turbine haute pression (aux pertes thermiques près) ;
- le resurchauffeur (si présent) apporte à un débit de vapeur prélevé en sortie d'une turbine haute pression ou moyenne pression l'enthalpie nécessaire pour être détendue à nouveau dans une turbine, ce qui permet d'augmenter le rendement du cycle thermodynamique.

Les fonctions « évaporateur / surchauffeur » peuvent être réalisées dans le même appareil (SUPERPHÉNIX, PFBR, EFR, JSFR) ou dans des appareils séparés (PHÉNIX, BN 350, PFR, BN 600, MONJU). La deuxième option de conception permettra d'utiliser des matériaux différents pour l'évaporateur et le surchauffeur (PHÉNIX, MONJU), optimisés en fonction des conditions opératoires de pression et température.

Approches et stratégies vis-à-vis du risque de Réaction Sodium-Eau dans un générateur de vapeur

Dans un GV, l'eau étant en pression (140/200 bars) et la paroi des tubes étant de 2 à 3 mm d'épaisseur pour garantir un bon transfert thermique ; une perte d'étanchéité du tube entraîne donc une pénétration importante de vapeur sous forme de jet continu dans le sodium, donnant naissance à une Réaction Sodium-Eau (RSE).

Les causes possibles d'une RSE dans un GV résident dans des sollicitations des tubes d'échange : la corrosion sous contrainte (au niveau des soudures), les chocs thermiques (fatigue thermique), la dilatation empêchée (flambage), les vibrations du faisceau tubulaire (usure). Ces phénomènes peuvent conduire à des fissures essentiellement au niveau ou autour des soudures des tubes, et à l'initiation de petites fuites de vapeur dans le sodium pouvant évoluer dans le temps. Bien que de probabilité plus faible, de larges fuites obtenues par éclatement de tubes (usure par frottement suite à vibration des tubes) sont prises en considération.

L'objectif de sûreté est de maintenir, quelle que soit le scénario de fuite, la maîtrise du confinement des circuits sodium secondaire et primaire. Plusieurs dispositions sont ainsi mises en œuvre pour prévenir un incident de RSE et limiter ses conséquences.

Conséquences d'une réaction sodium-eau dans un générateur de vapeur

Les effets de la réaction sodium-eau sont classés en trois catégories : chimiques, mécaniques et thermiques.

Les effets « chimiques » sont de deux types :

- Une érosion-corrosion locale appelée « *wastage* ». Le phénomène induit tout d'abord l'élargissement progressif de l'orifice de fuite lui-même (« *self wastage* ») puis affecte les structures proches environnantes telles que les autres tubes du GV ou la paroi interne de l'enveloppe. La vitesse de « *wastage* » (épaisseur de matériau enlevé par unité de temps) atteint quelques dizaines de $\mu\text{m/s}$ selon le matériau, les conditions géométriques (distance inter-tubes), et thermohydrauliques (pression, température). Le diamètre des endommagements est limité à quelques millimètres ;
- une corrosion globale (à plus long terme), car la réaction produit des matières corrosives se dissolvant dans le sodium ou migrant dans les phases gazeuses.

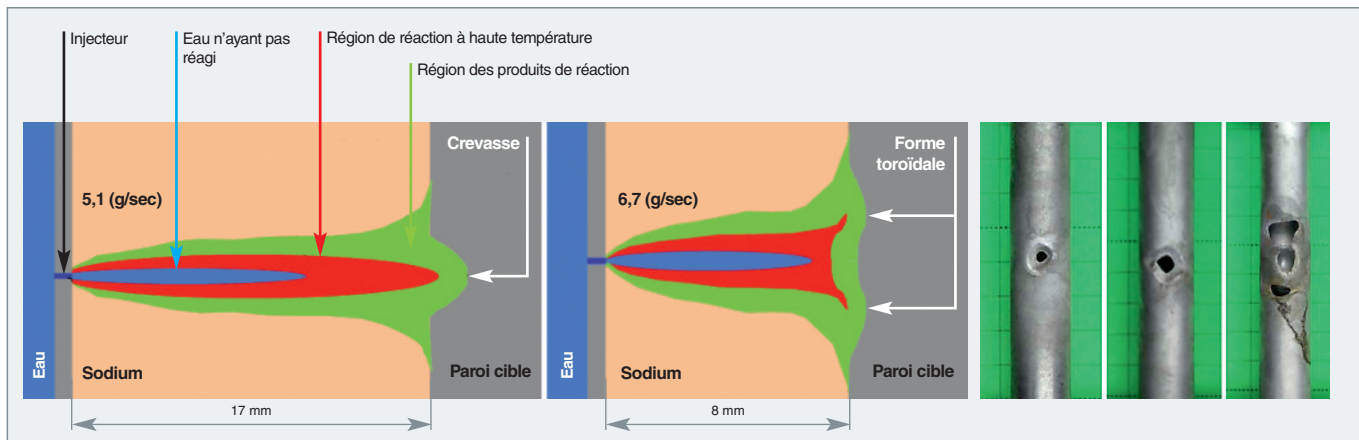


Fig. 105. Phénoménologie d'un « wastage » et essais expérimentaux sur tubes de GV en T91.

Les effets mécaniques associés à de larges fuites (> à 100 g/s) sont de deux types :

- Une surpression rapide associée à la propagation d'une onde de pression acoustique dans le sodium du GV et du circuit secondaire. La vitesse de propagation de cette onde de pression due à l'expansion de l'hydrogène issu de la réaction est d'environ 2 500 m/s. Les temps d'établissement et de propagation acoustique sont de l'ordre de plusieurs dizaines à la centaine de millisecondes ;
- l'introduction massive de gaz (hydrogène de la réaction) crée une augmentation de pression globale dans la boucle intermédiaire et initie des mouvements de sodium entre les autres volumes d'expansion, provoquant des variations de niveau dans les volumes du circuit. Ces effets de pression persistent jusqu'à la fin de la réaction sodium eau (décharge complète du sodium ou la fin de l'Isolément Décompression Rapide du GV).

Les effets « thermiques » sont associés à des fuites importantes (> à 100 g/s) et dus à l'exothermicité de la réaction. La température des produits de réaction pouvant atteindre la tem-

pérature de vaporisation de la soude (1390 °C) conduit les tubes voisins à s'échauffer. Leurs caractéristiques mécaniques chutent et le fluage devient très actif. Soumis à la pression interne de l'eau/vapeur (100 bars), les tubes d'échange se déforment fortement et peuvent éclater en créant des brèches importantes.

Objectifs de sûreté vis-à-vis de la Réaction Sodium-Eau dans un générateur de vapeur

Il s'agit de construire des GV d'une très grande fiabilité, et de protéger le circuit secondaire et l'échangeur intermédiaire contre les effets de la propagation des ondes de pression, en cas de fuite importante. Ainsi, l'ensemble de la boucle intermédiaire est dimensionnée par rapport aux conséquences d'un accident de référence. La démonstration de la sûreté repose sur la définition de cet accident de référence dont on doit montrer le caractère « enveloppe » de tous les accidents possibles.

Ainsi, au titre de la robustesse de la démonstration de sûreté, la stratégie retenue pour le prototype ASTRID est de postuler un accident enveloppe de « rupture quasi instantanée avec

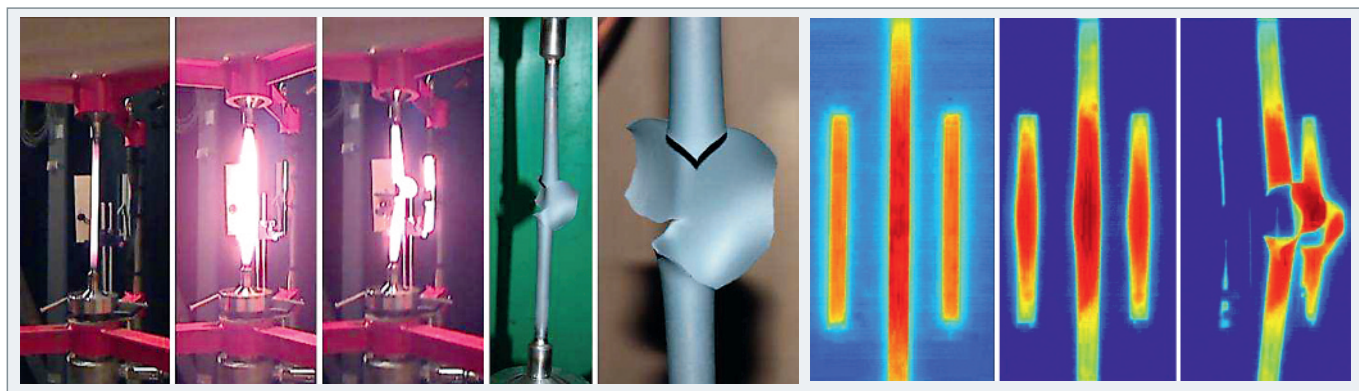


Fig. 106. Essai expérimental de gonflement/éclatement d'un tube de générateur de vapeur T91 soumis à une surchauffe en palier à 1 000 °C (p = 150 bars).

débattement de chaque partie » de l'intégralité des tubes du module de générateur de vapeur. Cet accident « enveloppe » est considéré pour le dimensionnement de l'ensemble du circuit secondaire. Ces ruptures sont postulées survenir en 1 ms. Cela constitue un accident non justifié par l'expérience, donc fortement improbable, mais largement enveloppe de toutes les autres séquences d'accident possible de fuites d'eau dans un GV. L'approche retenue est ainsi de conserver et garantir l'intégrité de la barrière primaire / secondaire en considérant ainsi une marge sur le dimensionnement de l'EI, par rapport à un accident de référence plus réaliste. Cette démonstration est rendue possible soit par l'utilisation de générateurs de vapeur modulaires (plusieurs GV de puissance d'environ 150 MWth en parallèle) qui limite les quantités de sodium et d'eau en contact, soit par la multiplication de membranes d'éclatement sur le circuit secondaire.

En fonctionnement, l'approche de sûreté des générateurs de vapeur se base sur la mise en œuvre de moyens de prévention, détection et mitigation d'une réaction sodium-eau.

Prévention d'une réaction sodium-eau

La prévention des défaillances, au niveau du faisceau tubulaire, est fondée :

- Sur des principes de conception (minimisation du nombre de soudures sur les tubes), la qualité de fabrication et de contrôle notamment au niveau des soudures, le choix optimisé du matériau des tubes GV, le dimensionnement au séisme du GV et la prise en compte de marges importantes pour la conception du faisceau tubulaire ;
- sur une inspection en service des tubes de générateur de vapeur (définition de la nature des défauts à détecter et d'une fréquence d'inspection).

Des dispositions constructives peuvent permettre de prévenir l'aggravation d'une fuite d'eau dans le générateur de vapeur :

- Le choix du matériau du tube de GV intervient également à ce niveau, car la résistance au « *wastage* » du tube est variable d'une décade selon le matériau ;
- l'adjonction de dispositifs de type plaque « *anti-wastage* » au droit des soudures est une solution envisageable pour les concepts de GV à tubes droits ;
- une conception particulière de type GV inversé limitant les effets d'une fuite d'eau au tube percé (pas de propagation de fuites aux autres tubes).

Ainsi, un choix de conception adapté permet d'offrir une marge supplémentaire par rapport aux temps de réponse des systèmes de détection et des actions de sauvegarde.

Détection d'une réaction sodium-eau dans un générateur de vapeur

La disposition fondamentale est la détection précoce des petites fuites par l'emploi de systèmes actifs redondants, associés aux moyens de protection rapide et passifs des GV. Les fuites consécutives à un défaut d'étanchéité conduisent, par réaction sodium-eau, à un apport d'hydrogène dans le circuit de sodium et dans l'argon de couverture des GV à niveau libre. La mesure de la concentration d'hydrogène dans le sodium et dans l'argon de couverture constitue le principe de référence de cette détection. Ce point est traité dans le chapitre technologie sodium.

La détection acoustique dans le générateur de vapeur des RNR-Na peut être utilisée en complément de la détection hydrogène. Les seuils de détection des fuites d'eau, par rapport à la détection hydrogène, sont plus élevés. À l'inverse, le temps de détection est beaucoup plus faible, du fait d'absence de temps de transit. En effet, le transport d'énergie est détecté par des ondes ayant une célérité supérieure à 2 000 m/s. La détection acoustique permet donc une détection rapide, lors des fuites moyennes et grandes qui évoluent.

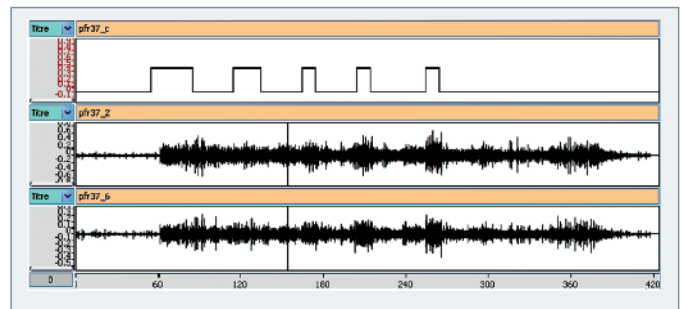


Fig. 107. Enregistrement acoustique d'essais d'injection d'eau dans un GV de PFR (UK). De haut en bas : signal de commande de l'injection, signal des deux capteurs acoustiques positionnés sur le GV.

Enfin, un dispositif de détection de rupture des membranes, basé sur l'utilisation de détecteurs de sodium sur la ligne de décharge, en aval des membranes de rupture, déclenche les autres actions de protections (arrêt rapide du réacteur et Isolation Décompression Rapide de l'eau-vapeur du GV).

Mitigation d'une réaction sodium-eau dans un générateur de vapeur

Le système de protection des GV comprend les systèmes de détection qui agissent en provoquant l'arrêt rapide du réacteur et en déclenchant un système automatique d'isolement et de décompression rapide de l'eau-vapeur du GV. Ces systèmes sont dits « actifs », car ils nécessitent une mise en œuvre et un diagnostic.

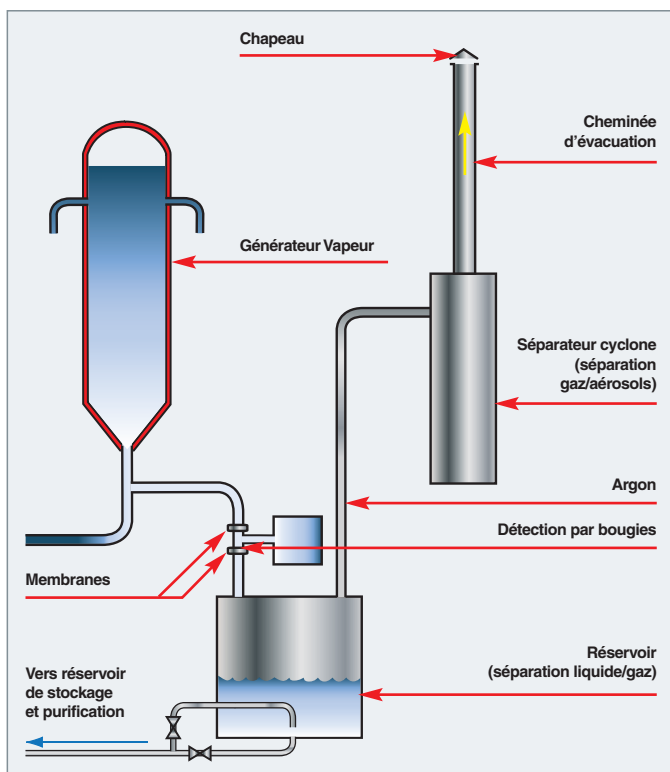


Fig. 108. Schéma de principe de la ligne de décharge du générateur de vapeur.

Un système de protection passif des GV, dans le cas d'une réaction sodium-eau importante, met en œuvre des membranes de rupture placées sur un circuit de décharge. Sous l'effet de la pression, ces membranes se rompent et le sodium se vidange par gravité.

Retour d'expérience d'incidents de réactions sodium-eau

Réacteurs PHÉNIX et SUPERPHÉNIX

Durant l'exploitation du réacteur PHÉNIX, cinq réactions sodium-eau sont survenues sur les modules resurchauffeurs, quatre entre 1982 et 1983, toutes initiées par **fatigue thermique***, et le dernier en 2003, à la suite d'un défaut de fabrication sur une soudure. Les fuites ont toutes été détectées par le système de Détection Hydrogène, et les actions des opérateurs déclenchant l'arrêt rapide et l'assèchement GV sont intervenues de façon assez rapide après le signal de détection. Aucune fuite n'a donné lieu à une réaction sodium-eau conduisant à la rupture des membranes du circuit de décharge.

Aucune réaction sodium-eau n'est survenue durant l'exploitation du réacteur SUPERPHÉNIX.

Réacteur russe BN 350

Le nombre de réactions sodium-eau sur BN 350 est compris entre 15 et 20. De nombreuses fuites se sont produites au niveau de la soudure des bouchons inférieurs des tubes des évaporateurs en acier ferritique. Les trois principaux incidents sont survenus entre septembre 1973 et février 1975 :

- Septembre 1973 : 300 kg d'eau sont introduits côté sodium ;
- octobre 1973 : 300 à 400 kg d'eau sont introduits côté sodium. Tous les tubes ont été endommagés, et de la soude était présente côté eau-vapeur. La RSE a engendré une réaction sodium-eau/air et un feu Na ;
- février 1975 : 800 kg d'eau sont introduits côté sodium. 120 tubes ont été éclatés ou endommagés.

Les enseignements tirés des réactions sodium-eau sur BN 350 sont :

- Qu'il faut éviter des pièces embouties : l'emboutissage provoque des microfissures qui évoluent lors du soudage, puis lors des cyclages thermiques en fonctionnement ;
- que des défauts de soudure associés à une insuffisance des moyens de contrôle de fabrication sont à l'origine de ces incidents.

Réacteur russe BN 600

Douze réactions sodium-eau (dont trois fuites importantes conduisant jusqu'à 40 kg d'eau introduits dans le circuit secondaire) ont eu lieu sur BN 600 ; presque toutes (11 sur 12) ont eu lieu au niveau des surchauffeurs et resurchauffeurs (en acier austénitique). Ces fuites se sont principalement produites en début d'exploitation du réacteur.

L'origine des fuites n'est pas clairement identifiée : elles seraient dues à des défauts dans les soudures non décelés en fabrication, à un entraînement de chlorures dans les surchauffeurs (la vapeur sortie évaporateur étant humide) et/ou à de l'usure par contact.

Les Russes ont conclu à une sensibilité élevée des austénitiques à la corrosion par les milieux de soude obtenus à la suite des incidents de RSE, et auraient ainsi justifié le remplacement de l'austénitique par un acier ferritique en 9 %Cr pour les surchauffeurs du projet BN 800.

Le générateur de vapeur : un composant de conception délicate

Le générateur de vapeur est un élément sensible dans la conception des réacteurs du futur, en raison du risque de réaction sodium eau dans ce composant. Le retour d'exploitation des générateurs de vapeur, en France et à l'étranger, montre

Deux concepts particuliers de générateurs de vapeur permettant de limiter les risques liés à la réaction sodium-eau

Deux concepts de GV sont spécifiquement envisagés dans cette optique : le GV à double paroi, et le GV inversé.

GV à double paroi : le principe est de doubler la paroi des tubes séparant les deux fluides. Les parois peuvent être jointives, ou séparées, permettant ainsi de détecter une fuite dans l'inter-paroi. Le concept de générateur de vapeur à tubes à double paroi, s'il limite le risque de fuite de gaz, n'en prémunit pas complètement, et cet accident serait de toute façon à prendre en compte dans le dossier de sûreté. Le réacteur EBR II (63 MWth) est l'unique expérience de GV à tubes double paroi jointive. Même si le fonctionnement a été globalement correct, l'extrapolation à des GV de forte puissance comporte des verrous technologiques notamment, au niveau de la fabricabilité de ces doubles tubes sans soudure sur des longueurs allant au-delà de 15-20 mètres.

GV inversé : Dans ce concept, le sodium circule à l'intérieur des tubes, l'eau côté calandre. Ce concept a été mis en exploitation sur la centrale BOR 60, sur deux modules industriels toujours en service depuis trente ans (puissance de 28 MWth, chacun), sans aucun incident de fuite déclaré. Le principal intérêt est que le confinement de la réaction sodium-eau dans le tube (en cas de fuite) est en faveur d'une limitation physique des effets de cette fuite d'eau au seul tube percé sans ou avec très peu de propagation de fuites aux autres tubes. L'extrapolation à des GV de puissance (> 80 MWth) et l'inspectabilité des tubes restent des défis technologiques.

que l'occurrence d'une fuite de ce composant reste toutefois très limitée et toujours maîtrisée, grâce notamment à la multiplicité et la diversité des solutions apportées pour répondre aux approches de prévention, détection et mitigation.

L'effort technologique important mis en œuvre pour répondre à toutes les exigences liées à la réaction sodium-eau amène aussi à étudier des voies alternatives de Système de conversion d'énergie sans vapeur (SCE Gaz).

Le système de conversion d'énergie sodium-gaz : une alternative au système de conversion d'énergie eau/vapeur

Étudié en parallèle au système de conversion Eau-Vapeur (fonctionnant selon le cycle de Rankine), le système de conversion gaz (cycle de Brayton) permet l'élimination de facto des risques induits par la réaction sodium-eau, et plus généralement par la coexistence d'eau et de sodium dans le même bâtiment. Il apporte donc, de prime abord, une réponse simple à la réactivité du sodium vis-à-vis de l'eau, sans avoir à modifier les paramètres de fonctionnement du réacteur : les températures d'entrée et de sortie cœur sont inchangées et la conception de la chaudière n'est pas impactée. Il constitue cependant un système très innovant pour un RNR-Na, dans la mesure où aucun réacteur au sodium n'a encore employé ce type de système de conversion. Après étude des différentes options, c'est l'azote pur à 180 bar qui a été retenue comme référence pour les études SCE gaz du prototype ASTRID. Ce système de conversion d'énergie bénéficie aujourd'hui de l'ensemble des études faites pour les projets de réacteurs nucléaires à caloporteur gaz de type HTR ou VHTR, dont notamment le projet ANTARES porté par AREVA.

Des calculs d'optimisation thermodynamique de cycle et des études de pré dimensionnement de composants d'échange ont conduit à des rendements nets du cycle compris entre 37 et 38 %, en fonction des optimisations obtenues sur l'architecture du système et en tenant compte de performances de composants réalistes (rendements des turbomachines, pertes

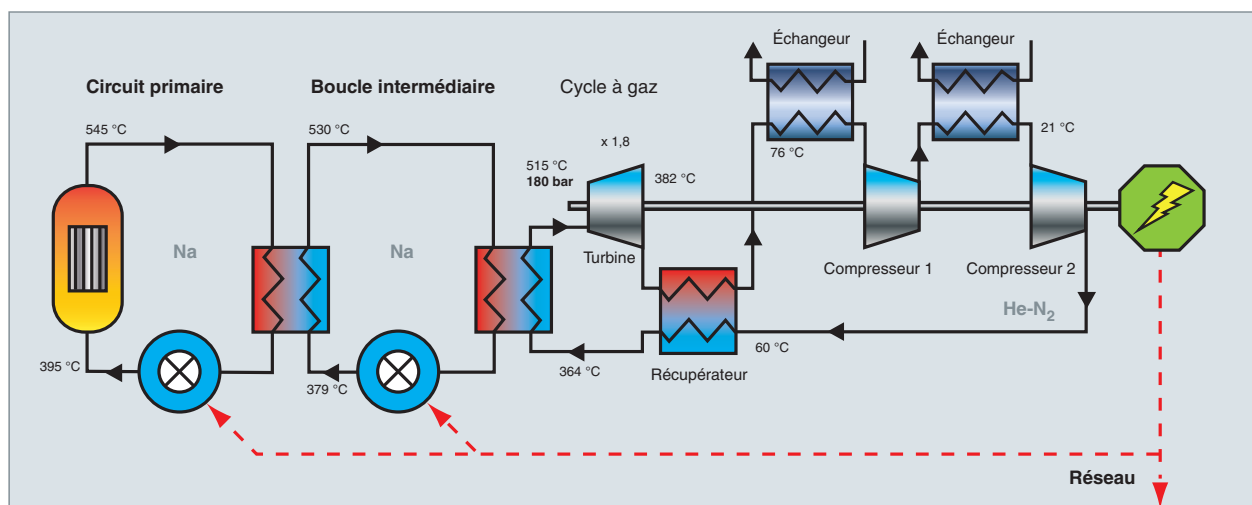


Fig. 109. Cycle de référence ASTRID et calcul du rendement avec un SCE Gaz Azote.

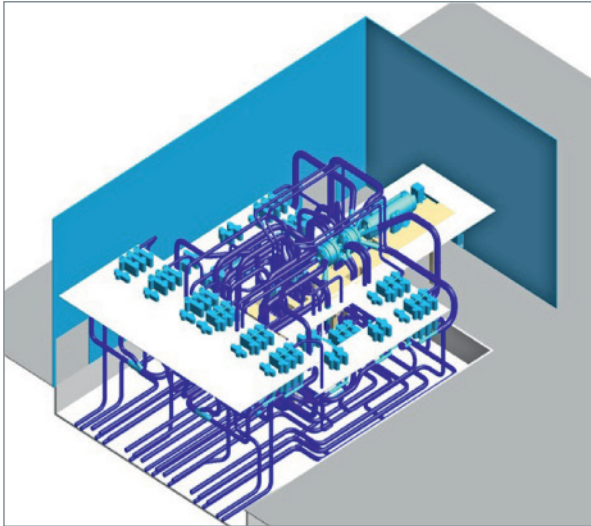


Fig. 110. Le système de conversion d'énergie sodium-gaz du prototype ASTRID : remontage ALSTOM de l'architecture générale de la salle des machines.

de charge et pincement des échangeurs). Ces valeurs – certes plus faibles qu'un cycle vapeur de Rankine (40 à 41 %) – ne sont pas rédhibitoires pour le réacteur et peuvent se compenser par un meilleur taux de disponibilité global du réacteur.

ALSTOM, en charge de l'ingénierie du système de conversion d'énergie du prototype ASTRID, a pu, sur la base d'un prédimensionnement du CEA, engager des études de conception des turbomachines et d'optimisation de l'architecture générale du SCE gaz. La conception de la turbine reste particulièrement exigeante, mais aucun verrou technologique n'est identifié. La phase d'optimisation de l'architecture générale du SCE gaz vise à répondre au mieux aux exigences de performances, de maintenabilité et d'opérabilité. Il est notamment regardé avec plus d'acuité dans ce remontage global : la limitation des pertes de charge dans les volutes et diffuseurs des turbomachines, la disposition des composants et l'optimisation des tuyauteries de connexion.

De par leur caractère très novateur, les échangeurs sodium-gaz constituent le véritable défi technologique de ce système de conversion d'énergie et sont de ce fait le composant critique du système. Une technologie d'échangeur de type compact assemblé par soudage diffusion constitue une voie prometteuse en termes de performances technique, économique et de sûreté, mais de nombreux verrous sont à lever sur la justification de la qualité de fabrication

de ces composants nucléaires innovants, sur la qualification du procédé d'assemblage et sur les moyens de contrôle en fabrication et de suivi en exploitation. Une voie de repli étudiée par AREVA avec une technologie d'échangeur classique de type calandre et tubes simplifierait grandement certains verrous de fabricabilité et d'inspectabilité du composant, au détriment toutefois d'une compacité thermique plus faible, impactant directement le nombre et la taille des échangeurs, ainsi que l'installation générale.

La phase de conception pour ce type d'échangeur compact, non standard pour un réacteur nucléaire, passe par la connaissance indispensable d'un certain nombre de paramètres, de caractéristiques et de règles, notamment :

- Une connaissance des corrélations d'échange et de frottement aptes à décrire correctement les géométries d'échange des échangeurs étudiés ;
- des données matériaux validées pour l'analyse thermomécanique, notamment dans les zones d'assemblage où la métallurgie aura été modifiée par rapport au métal de base ;
- le procédé d'assemblage qui a un rôle majeur sur la tenue thermomécanique du composant. Sa bonne connaissance, sa qualification et son intégration dans le référentiel de conception/fabrication est incontournable. Le mode d'assemblage envisagé pour les échangeurs compacts est le Soudage Diffusion ;
- les règles de dimensionnement, fabrication et contrôle applicables. Cela inclut également toutes les inspections nécessaires à la vérification de la conformité du composant ;
- une approche technologique de ce composant intégrant notamment des solutions réalistes en termes de possibilité de vidange des canaux sodium, de montage/démontage des

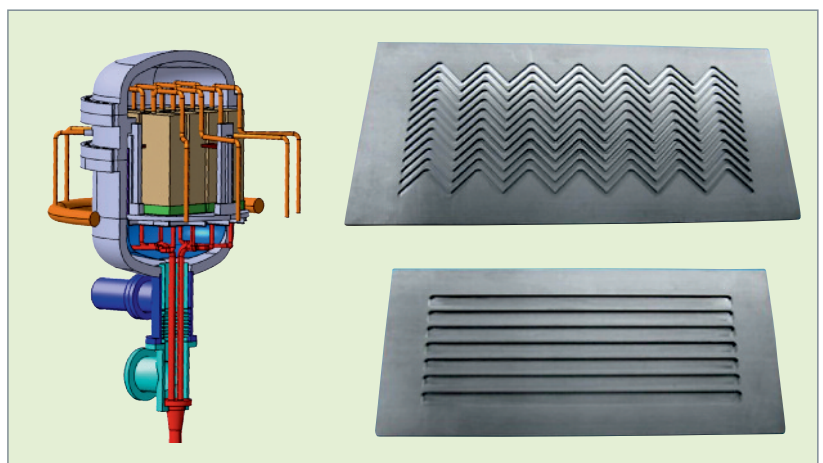


Fig. 111. Conception d'un échangeur Na/gaz compact en modules et photos de plaque test des motifs d'échanges à assembler par soudage/diffusion (zigzag = gaz ; droit = sodium).

modules d'échange, de méthode de contrôle en phase de fabrication, de moyens d'inspection en phase opérationnelle, de comportement intrinsèque du composant en situation dégradée (notamment, en cas de perte d'étanchéité d'un ou plusieurs canaux gaz), d'instrumentation de ce composant pour suivre les paramètres normaux de fonctionnement ou pour la surveillance de défaillances (fuites gaz, fuites sodium), et de moyens de mitigation.

Il reste du chemin pour atteindre une maturité technologique de ce cycle équivalente à l'eau-vapeur. L'intérêt final est la suppression complète des risques engendrés par la coexistence de volumes importants d'eau et de sodium dans un même bâtiment.

Gilles RODRIGUEZ,

Département d'étude des réacteurs

► Bibliographie

SAEZ (M.), MENO (S.), ALLOU (A.), BEAUCHAMP (F.), BERTRAND (C.), RODRIGUEZ (G.), PRÉLE (G.), "Sodium-Water Reaction approach and mastering for ASTRID Steam Generator design", Proc. of IAEA FR13, Paris, France, 4-7 March 2013.

BEAUCHAMP (F.), NISHIMURA (M.), UMEDA (R.), ALLOU (A.), "Cooperation on impingement wastage experiment of Mod. 9Cr-1Mo steel using SWAT-1R sodium-water reaction test facility", Proc. of IAEA FR13, Paris, France, 4-7 March 2013.

GERBER (A.) *et al.*, "Safety improvement research to design a Sodium Fast Reactor Steam Generator with regard to sodium-water reaction risk"; Proceedings of ICAPP-2010, San Diego, USA, June 13-17 2010; Paper 10067.

LAFFONT (G.) *et al.*, "ASTRID power conversion system: assessment on steam and gas options", Proc. of IAEA FR13, Paris, France, 4-7 March 2013.

CACHON (L.) *et al.*, "Innovative power conversion system for the French prototype ASTRID", Proc of ICAPP'12, Chicago, June 24-28, 2012.

GUIDEZ (J.), Phénix, *Le retour d'expérience*, chap. IX : Les générateurs de vapeur, EDP Sciences, 2013.

CHIKAZAWA (Y.), FARMER (M.), and GRANDY (C.), "Technology gap analysis on sodium-heated steam generators supporting advanced burner reactor development", *Nuclear Technology*, vol. 164, dec. 2008.

Les composants principaux des réacteurs rapides sodium

La conception des composants d'un RNR sodium dépend forcément de celle du réacteur : réacteurs à boucles ou intégrés, système de conversion d'énergie à gaz ou à vapeur, etc. Mais des grandes lignes de force peuvent se dégager sur les composants principaux que sont les pompes mécaniques sodium, les **échangeurs de chaleur***, les **barres de commande***, le **bouchon couvercle cœur***. On ne parlera pas, dans ce chapitre, des **générateurs de vapeur***, qui sont déjà décrits dans le chapitre sur les systèmes de conversion d'énergie (*supra*, p. 95-104).

Les pompes mécaniques primaires et secondaires

Les pompes primaires font circuler le sodium à travers le cœur, puis à travers les échangeurs de chaleur intermédiaires (fig. 112). Les pompes secondaires font circuler le sodium de la boucle secondaire. Que le réacteur soit intégré ou à boucles, les problématiques sont très semblables.

L'utilisation d'une **pompe électromagnétique*** immergée dans le sodium à 400 °C n'est pas actuellement validée ni disponible dans les gammes de débit et pression recherchée, et ce sont donc des pompes mécaniques qui sont utilisées sur les réacteurs existants. Les développements en cours sur ces pompes électromagnétiques permettent d'envisager leur utilisation, au moins pour les pompes secondaires, sur les réacteurs en projet.

La pompe primaire sera située au point froid, donc après les échangeurs et enverra un sodium sous pression dans le sommier sous le cœur. La pompe secondaire sera également au point froid après le générateur de vapeur et enverra le sodium vers les échangeurs.

Les pompes mécaniques actuellement retenues sur les différents réacteurs rapides ont de grandes similitudes et la conception de leur veine hydraulique ressemble à celle des pompes à eau.

Cependant, plusieurs points sont caractéristiques de ces pompes et se réfèrent à une technologie spécifique aux réacteurs rapides sodium :

• Les paliers inférieur et supérieur

Si la partie haute de l'arbre est guidée par des roulements classiques lubrifiés à l'huile (ou des paliers magnétiques), la partie basse est en sodium et guidée par un **palier hydrostatique*** à circulation de sodium, qui assure la portance.

• La vitesse critique de l'arbre

Tous les arbres actuels restent sous la première vitesse critique correspondant à la première fréquence de résonance de l'arbre. Étant donné la distance entre le roulement et le palier (plus de 10 mètres sur SPX1), cela conduit à des arbres de gros diamètre. L'arbre hypercritique est une option permettant d'augmenter la vitesse de rotation de la pompe, tout en gardant des diamètres d'arbre raisonnables.

• Les matériaux

Ce composant a une plus grande variété de matériaux que les autres, en particulier de par l'existence de pièces moulées, forgées ou chaudronnées.

• Les garnitures d'étanchéité

Elles doivent assurer en rotation l'étanchéité entre le ciel de pile en surpression et le hall réacteur. L'étanchéité sur l'arbre est souvent assurée par une garniture mécanique avec des surfaces frottantes lubrifiées en huile, ce qui implique de placer sur l'arbre un dispositif de récupération de l'huile. Des garnitures alternatives sont à l'étude (ferro-fluides, garnitures sèches, autre).

• La liaison pompe sommier

La pompe est fixée en partie haute à une dalle à température faible, et au point bas reliée à un dispositif conduisant le débit vers le sommier, dont les températures peuvent atteindre 400 °C, voire plus. Les dilatations différentielles correspondantes doivent être reprises. Plusieurs solutions sont possibles : sur PHÉNIX, il était utilisé une manchette avec deux rotules. Sur SUPERPHÉNIX la pompe posée sur un anneau s'inclinait pour suivre les variations de température du sommier.

• La cavitation en sodium

Les effets de la **cavitation*** sont différents en sodium de ceux en eau (tension de vapeur, conductivité thermique, température des matériaux, etc., différentes). Les dommages induits par la cavitation, lors d'essais comparatifs, sont généralement plus importants qu'en eau et pas nécessairement au même endroit. Dans ces conditions, des marges doivent être prises dans le dimensionnement.



Fig.112. Une pompe primaire de SUPERPHÉNIX.

Les pompes primaires et secondaires mécaniques de tous les réacteurs RNR sodium existants ont de grandes similitudes, et il est possible de considérer qu'il s'agit d'un composant dont la conception est maîtrisée avec un retour d'expérience important. Peu d'incidents sont survenus. On pourra noter, en particulier, des problèmes de défretage de pièces du palier hydrostatique sur PHÉNIX.

Les échangeurs intermédiaires

Tous les échangeurs intermédiaires des réacteurs existants ou en construction sont basés sur le même principe : le sodium secondaire froid monte dans un faisceau de tubes, et le sodium primaire chaud descend à contre courant. Ces tubes sont reliés à deux plaques tubulaires épaisses.

Les problèmes survenus sur les premiers échangeurs de PHÉNIX, ont permis de mieux comprendre la thermo-mécanique de ces composants et de maîtriser les conséquences des différences locales de température induites par le fonctionnement.

Il s'agit donc d'un composant dont la conception est maîtrisée et qui dispose d'un retour d'expérience solide (fig. 113). Ses principes généraux de conception sont identiques sur l'ensemble des réacteurs en opération et sur les réacteurs en projet.



Fig. 113. Un échangeur intermédiaire sur SUPERPHÉNIX.

Le Bouchon Couvercle Cœur

Le Bouchon Couvercle Cœur (BCC) est le composant en collecteur chaud le plus sollicité (fig. 114).

Le rôle du BCC est d'assurer les fonctions suivantes :

- fonction mécanique : supporter et positionner les mécanismes de commande des barres et l'instrumentation de surveillance du cœur ;
- fonction d'étanchéité : participer à l'étanchéité de la fermeture supérieure du bloc réacteur ;
- fonction hydraulique : dévier les jets de sodium à la sortie du cœur et tranquilliser la surface du sodium dans le collecteur chaud ;
- fonction de protection : assurer la protection biologique et thermique.

Le Bouchon Couvercle Cœur doit satisfaire les conditions / exigences suivantes :

- Alignement des mécanismes de barre et des thermocouples cœur au droit des assemblages correspondants ;
- déformations compatibles avec les fonctions à assurer, malgré les conditions thermiques et d'irradiation très pénalisantes ;

- étanchéité au niveau de la fermeture supérieure dans toutes les situations de fonctionnement ;
- tenue prévue pour toute la durée de vie de la centrale, mais avec remplacement possible (à titre exceptionnel) en cours de vie du réacteur.

Plusieurs solutions de BCC existent (fig. 115) :

BCC droit (type SUPERPHÉNIX) ;

BCC conique (type EFR)

Un BCC conique permet une diminution du diamètre du petit bouchon tournant (PBT) et donc de la cuve principale ;

BCC fendu (à l'étude sur JSFR par JAEA)

Une fente est nécessaire pour le passage du bras pantographe de manutention des assemblages. Des liaisons soudées sont prévues au niveau de la plaque couvercle cœur / virole / fourreaux. Des plaques entretoises assurent le maintien de l'instrumentation ;

BCC en deux parties

Le BCC est intégré à la fois au Petit Bouchon Tournant (PBT) et au Grand Bouchon Tournant (GBT).



Fig. 114. Le Bouchon Couvercle Cœur (BCC) du réacteur SUPERPHÉNIX

Cela permet de réduire sensiblement la taille des bouchons tournants et potentiellement le diamètre de la cuve principale, mais il y a peu de place entre deux mécanismes de barres et vouloir y faire passer les systèmes d'étanchéité et de rotation semble un challenge technologique.

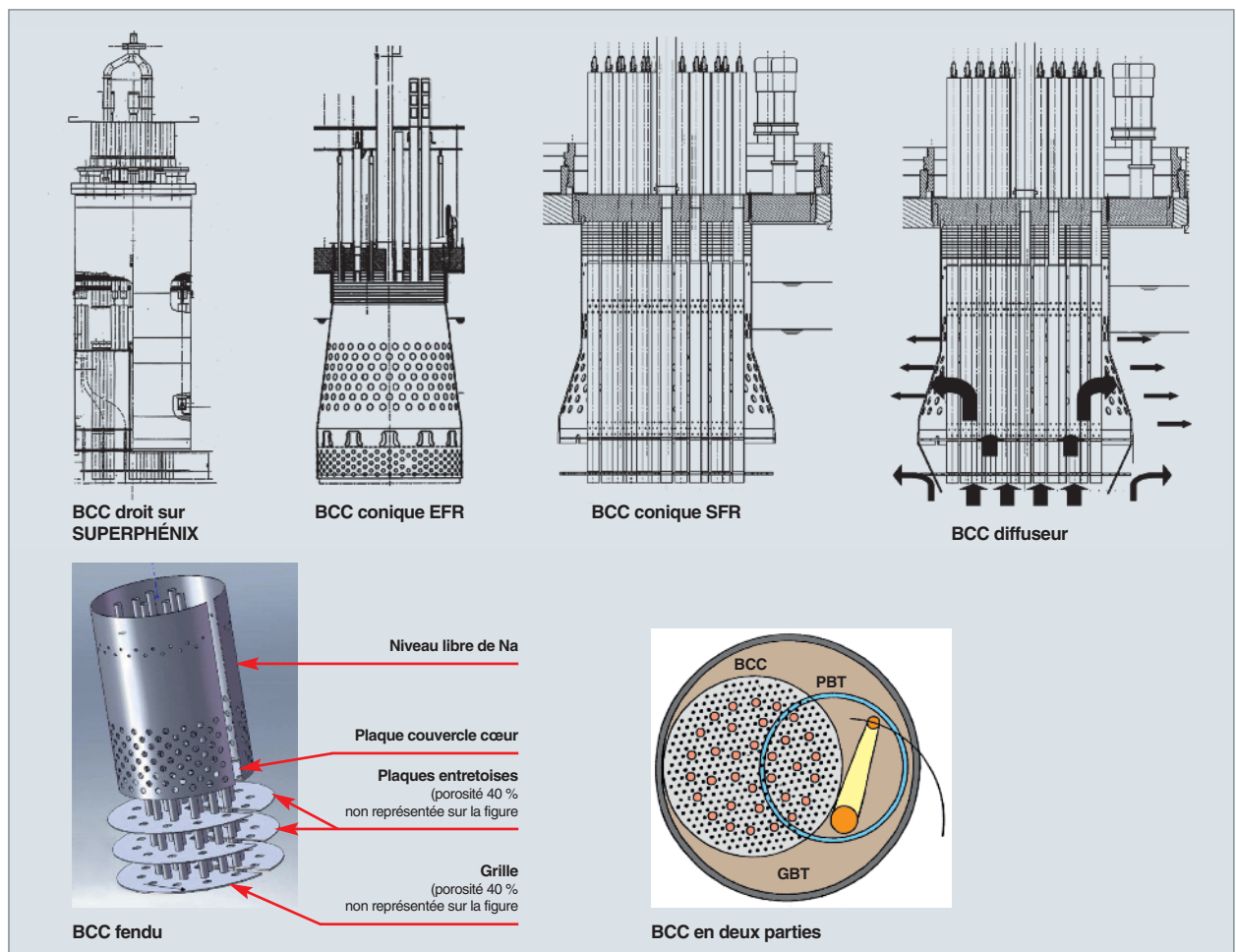


Fig. 115. Différents types de Bouchons Couvercles Cœur (BCC).

Le retour d'expérience disponible ne porte actuellement que sur les bouchons couvercle cœur droits, les autres options n'ayant jamais été construites. Le bouchon couvercle droit semble, par ailleurs, être le seul à pouvoir embarquer toute l'instrumentation nécessaire sur le prototype ASTRID.

Les barres de commande

Les **barres de commande*** assurent le pilotage du cœur et son arrêt du cœur en position sûre (fig. 116). À ce titre, ce sont des composants essentiels pour la sûreté du réacteur.

La chute de l'absorbant de la barre permettant l'arrêt du réacteur, en cas d'arrêt rapide ou d'arrêt d'urgence, s'effectue de manière gravitaire, le plus généralement, *via* un système mécanique (pignon/crémaillère, vis/écrou.) avec un amortissement, en fin de course, assuré par un dashpot⁵.

Les barres doivent être *a minima* de deux types de mécanismes différents, pour éviter toute panne de mode commun. Le retour d'expérience de fonctionnement de ces barres est bon, et on a réussi à augmenter de manière continue leur durée de vie en réacteur.

Il faut cependant signaler un problème spécifique lié aux possibilités de dépôts d'aérosols sodium et aux risques de ralentissement de chute ou de grippage correspondants. Cela a conduit, sur PHÉNIX, à changer le mode de circulation d'argon dans le carter des barres, pour éviter la création de dépôts, et à mettre en place des mesures et des essais systématiques, permettant de justifier la bonne disponibilité de ces composants.

De nouveaux types de barre ont ensuite été développés, en complémentarité des systèmes mécaniques de base, pour améliorer la sûreté globale du système ;

- À PHÉNIX, une barre tenue par une tête d'électro-aimant, et permettant d'assurer, en cas de séisme, une chute dans un environnement déformé, a été développée : le SAC (Système d'Arrêt Complémentaire). Cette barre permettait à elle seule l'arrêt du réacteur ;
- à SUPERPHÉNIX, ce type de barre (SAC) sera également utilisé ;
- des barres « passives » sont actuellement développées dans les nouveaux projets à l'étude (BN 1200, ASTRID...) ou même dans des réacteurs en construction comme BN 800. Ces barres viennent en complément des systèmes classiques. Elles sont de plusieurs types. Soit suspendues hydrauliquement par le débit sodium : elles vont donc chuter,

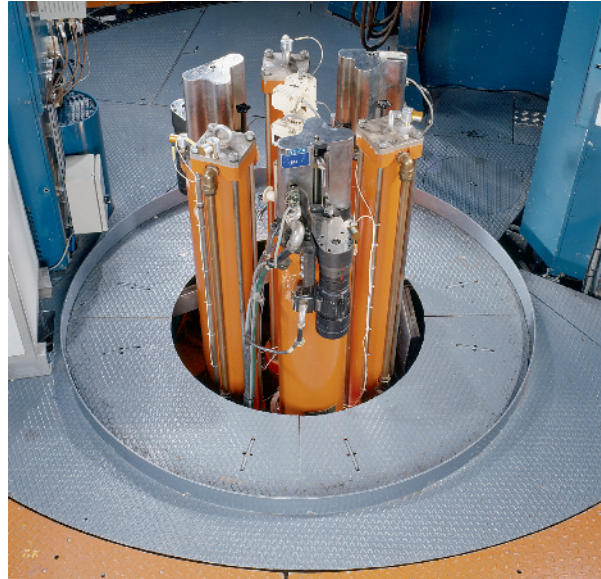


Fig. 116. Les barres de commande du réacteur PHÉNIX.

si ce débit s'arrête. Soit tenues par un dispositif qui perd sa fonction, si la température s'élève au-dessus d'une valeur définie par le projet.

Enfin, il faut signaler que sur les petits réacteurs type PHÉNIX, où le cœur est compact, les barres ont une grande efficacité neutronique, et la chute d'une seule barre suffit à arrêter le réacteur. Cela simplifie notablement les études de sûreté correspondante. Pour les réacteurs de plus forte puissance, les cœurs sont de plus grand diamètre, et aussi de plus faible hauteur (cœur « galette »). L'efficacité de chaque barre est alors plus faible. Le nombre de barres augmente alors fortement, et la mise à l'arrêt sûr du réacteur nécessite alors la chute de plusieurs barres. C'est une des raisons de la mise en place d'une diversification accrue des types de barre et, en particulier, de la mise en place d'un certain nombre de barres passives.

Les autres composants

De nombreux autres composants sont, bien sûr, nécessaires pour le fonctionnement d'un réacteur.

On notera, en particulier, les **pompes électromagnétiques*** (PEM), et les échangeurs sodium/air utilisés pour l'évacuation de la **puissance résiduelle***.

Les PEM présentent l'avantage de supprimer la fuite de sodium existant sur la ligne d'arbre (en rotation) des pompes mécaniques. Ces composants ont un retour d'expérience et sont bien définis, mais des développements demeurent nécessaires, en particulier pour augmenter les tailles et capacités des PEM qui pourraient alors avoir vocation à remplacer utilement les pompes mécaniques secondaires.

5. *Dashpot* ou *dash-pot* : régulateur ayant une fonction d'amortisseur entre deux organes mécaniques dont il assure la liaison. (NDE.)

Des composants dont la conception peut encore évoluer...

Un REX important existe sur les composants de réacteurs rapides sodium, permettant d'en assurer une conception solide. Cependant, pour un certain nombre de composants comme le bouchon couvercle cœur, les barres de commande, ou les pompes électro-magnétiques, certaines options innovantes pour le futur restent encore ouvertes.

Joël GUIDEZ,

Direction de l'énergie nucléaire

Pierre LE Coz et Manuel SAEZ,

Département d'étude des réacteurs

► **Bibliographie**

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



La chimie du sodium

Les propriétés chimiques bien particulières du sodium conduisent à des interactions de diverse nature et à différentes possibilités de création d'impuretés :

- Il réagit avec l'eau d'où, en particulier, des possibilités de réactions sodium-eau dans les générateurs de vapeur, et la création de soude, en cas d'entrée d'air humide ;
- il brûle dans l'air lorsqu'il est liquide et au-dessus de 130 °C, avec les conséquences correspondantes sur les feux de sodium, leur détection et leur extinction. De manière plus générale, toute entrée d'air, et toute manutention conduisent à des créations d'oxydes ;
- il corrode les aciers, si sa teneur en oxygène est trop forte. D'où la nécessité d'une purification continue ;
- il s'active sous irradiation neutronique ;
- Il transporte les produits de corrosion activés qui se déposent ensuite sur les structures du réacteur, les parties froides et principalement les échangeurs intermédiaires ;
- il contient initialement des impuretés, et des pollutions incidentelles (huile, air...) peuvent se produire ;
- il transporte l'hydrogène (produit par corrosion eau-métal dans les générateurs de vapeur) et le tritium (produit dans le cœur par fission ternaire et par l'irradiation du carbure de bore des **barres de commande***). Ces deux isotopes de l'hydrogène diffusent ensuite dans tous les circuits du réacteur ;
- en cas de **rupture de gaine*** ouverte, la réaction avec le combustible conduit à une dissémination de produits de fission dans le sodium primaire et le gaz de couverture.

En prenant en compte ces différents points, une stratégie de purification du sodium et de maîtrise des impuretés, basée essentiellement sur deux outils, le **piège froid*** et l'**indicateur de bouchage***, a été validée sur les RNR sodium. Un certain nombre de mesures ont également été développées qui ont permis de mieux connaître les sources de pollution et de surveiller l'évolution de la qualité du sodium durant le fonctionnement des réacteurs.

Les outils de mesure dédiés à la chimie

Les principaux outils de mesure dédiés à la chimie sodium spécifiques à la filière sont les indicateurs de bouchage (mesure de la pureté chimique du sodium), les hydrogène-mètres (mesure de la concentration d'hydrogène dans les circuits sodium secondaires, servant principalement à détecter toute réaction sodium-eau survenant dans les générateurs de vapeur) et les méthodes par prélèvement. Par exemple, sur le réacteur PHÉNIX, deux méthodes de prélèvement ont été utilisées : TASTENA (prélèvement de sodium au primaire, secondaire ou barillet, dans un godet en nickel) et ACTINA (prélèvement de sodium primaire dans des tubes-éprouvettes amovibles). Ces derniers servaient principalement à des mesures radiochimiques du sodium primaire, réalisées *a posteriori*, en laboratoire.

Les indicateurs de bouchage

La pureté du sodium, aussi bien primaire que secondaire, a été évaluée en permanence par ces appareils susceptibles de quantifier de manière non spécifique les impuretés présentes dans le sodium. Leur principe de fonctionnement consiste à refroidir un débit continu de sodium prélevé dans une ligne principale de sodium, qui circule ensuite dans une section rétrécie dénommée « pastille », disposée au point le plus froid. Lorsque la température du sodium au niveau de la pastille, mesurée dans un doigt de gant, atteint une certaine valeur, il y a formation d'une phase solide par cristallisation des impuretés sur les parois des orifices, qui génère une restriction de la section de passage et donc une diminution de débit. Cette température est appelée « **température de bouchage*** » (TB) et indique la température en dessous de laquelle il y a formation de cristaux.

La température de bouchage (TB) permet d'estimer la concentration en impuretés et, par là même, de vérifier le respect des règles d'exploitation. Par ailleurs, elle permet de piloter le fonctionnement de l'appareil de purification : le « piège froid ».

Les critères de pilotage des pièges froids sur PHÉNIX étaient les suivants :

Au primaire

- En purification d'entretien, la température de point froid TPF était de 117 °C ;
- en purification après pollution, TPF = TB-30 °C.

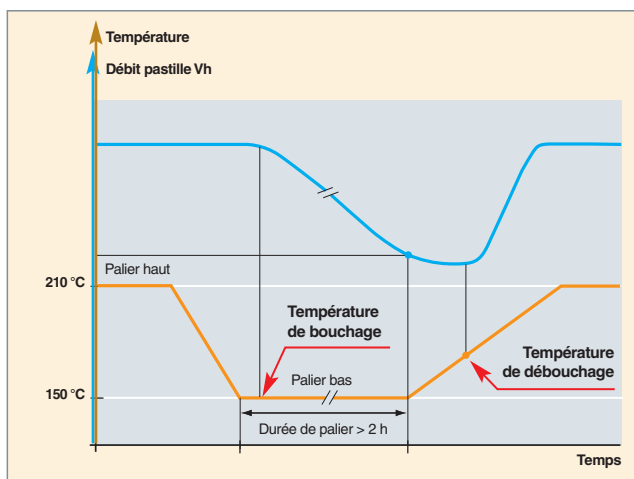


Fig. 117. Mesure d'un indicateur de bouchage sur le circuit secondaire.

Au secondaire

- En purification d'entretien, TPF = 120 °C ;
- en purification après pollution, TPF = TB-30 °C.

Les indicateurs de bouchage sont des appareils de fonctionnement simple, mais dont la lecture de la mesure et l'interprétation nécessitent un personnel expérimenté. L'expérience acquise a permis de simplifier notablement cette utilisation. La lecture d'un seul paramètre (la « durée du palier bas de température ») suffit pour avoir une idée précise de la pureté du sodium et présente même une forte sensibilité rendant possible la détection précoce d'un début de pollution du sodium.

Cette méthode consiste à effectuer un palier à basse température (généralement 110 °C) et de programmer l'appareil pour lancer la remontée de température, lorsque le débit est descendu à 0,5 fois le débit nominal. La longueur effective du palier bas est par convention, le temps pendant lequel le débit est entre 0,9 et 0,5 fois le débit nominal. Plus cette durée est longue et plus le sodium est propre. Lorsque la température de bouchage est très faible, c'est ce paramètre qui permettra la surveillance la plus fine des évolutions de la qualité du sodium (fig. 117).

Les dispositifs de mesure de la teneur en hydrogène dans le sodium secondaire

Elle utilise la propriété de diffusion de l'hydrogène à travers une membrane de nickel d'épaisseur 300 µm, sur laquelle circule un prélèvement de sodium ; derrière cette membrane, un circuit ultra-vide est entretenu par pompage ionique ; un spectromètre mesure alors la concentration en hydrogène dans le vide (fig. 118). Cette valeur est l'image de la teneur en hydrogène dans le sodium, après correction du signal en fonction des propriétés de la membrane et de sa température. Le courant de la pompe ionique permet, lui aussi, de mesurer cette

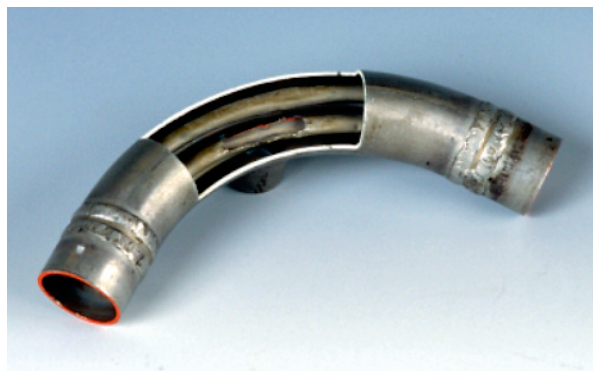


Fig. 118. Hydrogène-mètre à diffusion (membrane de Nickel).



Fig. 119. Installation sur PHÉNIX pour test de l'hydrogène-mètre électrochimique indien.

concentration et d'assurer, une redondance de la mesure. Leur fonction est de détecter les réactions sodium-eau, pour mise en sûreté des circuits (voir *infra*, p. 79-85, le chapitre intitulé : « La sûreté du RNR-Na »).

On notera qu'un **hydrogène-mètre*** différent, fondé sur une mesure de potentiel électrochimique, a été développé en Inde par IGCAR. Il est constitué d'une sonde contenant deux électrodes dans un doigt de gant de fer pur, plongé dans le sodium secondaire. L'hydrogène qui diffuse à travers le doigt de gant, engendre une différence de potentiel entre l'électrode de mesure et l'électrode de référence. Cette différence de potentiel est donc corrélée avec la teneur en hydrogène. Cet appareil a été testé avec succès sur PHÉNIX, de 2007 à 2009 [1, 2] (fig. 119).

Oxygène-mètres, tritium-mètres

Des oxygènes-mètres (fig. 120), voire des tritium-mètres ont été développés et seront certainement utilisés sur les futurs réacteurs, pour avoir une approche plus différenciée que l'in-

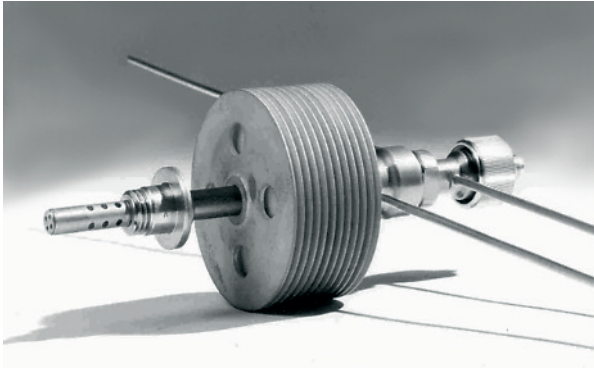


Fig. 120. Oxygène-mètre développé à Harwell (UKAEA).

dicateur de bouchage, des impuretés présentes dans le sodium.

Les systèmes de prélèvement

Deux systèmes de prélèvement ont été utilisés sur PHÉNIX, pour des mesures discontinues de suivi de la qualité du sodium primaire. Le TASTENA (fig. 121) était un godet immergé dans la surface libre du sodium (primaire, secondaire ou barillet) et ACTINA, des éprouvettes permettant de prélever un sodium primaire en circulation dans une tuyauterie.

Les mesures sont ensuite effectuées ultérieurement en laboratoire ; elles permettent une mesure fine élément par élément, des produits d'activation (Na 22, Na 24, etc.), des produits de corrosion activés (Mn54, Co 60, etc.), des produits de fission (Cs, I, H3...), des impuretés (Ca, K, C...) et des éléments métalliques inactifs (Fe, Cr, Cu...).



Fig. 121. Prélèvement de sodium par le dispositif TASTENA sur le réacteur PHÉNIX.

Ces mesures discontinues permettent de vérifier qu'il n'y a pas de développement de corrosion, de quantifier les produits d'activation, de surveiller d'éventuelles pollutions (chute d'huile, etc.) et de quantifier la pollution du sodium par les ruptures de gaine.

La comparaison entre les deux méthodes de mesure (godet ou éprouvette) est délicate. Dans la plupart des cas, les résultats sont comparables, mais pour certains éléments comme le carbone, les valeurs sont plus élevées par la méthode Tastena où le sodium est prélevé « à la surface ». Par contre, le phénomène inverse peut être observé dans certains cas, pour tous les produits pouvant se déposer sur les parois de l'éprouvette durant la circulation du sodium.

La purification du sodium : les pièges froids

Un certain nombre d'impuretés existent, au départ, dans le sodium, et des sources de pollution continues, discontinues ou accidentelles existent au circuit primaire et au circuit intermédiaire.

Au primaire, on peut citer parmi les sources continues les impuretés provenant du ciel d'argon, le tritium produit dans le cœur, l'hydrogène diffusant du circuit secondaire à travers les échangeurs. En sources discontinues, toutes les manutentions de combustible ou les manutentions spéciales de composants, introduisent des traces d'air, d'humidité, ainsi que des oxydes métalliques présents sur les surfaces. Les sources accidentelles sont les fuites d'huile des pompes, le joint métal liquide du bouchon tournant (étain, bismuth), les produits de fission liés aux ruptures de gaine, etc.

Au circuit intermédiaire, la principale source continue est l'hydrogène créé par la corrosion aqueuse des tubes des **générateurs de vapeur*** (GV) et par la décomposition de l'hydrazine utilisée dans l'eau d'alimentation des GV. Cet hydrogène diffuse en permanence à travers les tubes des modules des GV. Le tritium du primaire diffusant à travers les échangeurs intermédiaires, les manutentions éventuelles, les entrées d'air possibles lors d'interventions, les chutes d'huile et les réactions sodium-eau sont les principales autres sources d'impuretés au circuit intermédiaire.

Deux principaux procédés de purification du sodium vis-à-vis de l'oxygène et de l'hydrogène ont été développés. Le premier consiste à purifier le sodium par cristallisation de Na_2O ou NaH , (fig. 122 et 123), obtenue en abaissant la température du sodium au-dessous de la température de saturation en oxygène ou hydrogène et en créant les conditions optimales de nucléation et croissance des cristaux sur un garnissage de laine d'acier disposé dans un récipient refroidi, appelé « piège froid », installé sur un circuit auxiliaire. La température du point froid de cet appareil est fixée à une valeur inférieure à la tem-

pérature de sursaturation en impuretés (T_c), de manière à provoquer le phénomène de nucléation hétérogène sur la surface de garnissage, puis la croissance des cristaux formés. À mesure que la concentration en impuretés diminue dans le circuit principal, donc à l'entrée du piège, la température du point froid du piège T_{cf} est abaissée. Ce procédé est, de loin, le plus utilisé dans le monde pour la purification du sodium dans les RNR-Na, grâce à ses avantages indéniables et, notamment, une très bonne efficacité et une grande capacité de rétention. Des conceptions optimisées ont pu être développées grâce à l'analyse du retour d'expérience obtenu sur les réacteurs, à des études portant sur les mécanismes et cinétiques de cristallisation [3], [4], et plus récemment à des outils de simulation permettant d'une part de concevoir des géométries adaptées et, d'autre part, de simuler le remplissage en impuretés [5]. Un piège froid de nouvelle génération a été conçu pour les circuits intermédiaires de SUPERPHÉNIX : grâce à la connaissance des différences de mécanismes et cinétiques de cristallisation entre Na_2O et NaH [3] et à une nouvelle définition des spécifications de conception, la géométrie du composant a pu être optimisée. Par ailleurs, des procédés de régénération de pièges froids, ayant atteint leur taux de remplissage maximal, ont été mis au point afin de permettre leur traitement et leur remise en service. Enfin, un procédé de contrôle et de suivi de la distribution des impuretés dans le piège froid, sans arrêt du système, a été qualifié sur un piège froid expérimental puis appliqué aux pièges froids des circuits intermédiaires de PHÉNIX et SUPERPHÉNIX : il consiste à mesurer, par comptage périodique le long de génératrices, le taux d'atténuation du flux neutronique émis par une source de neutrons rapides, induit par diffusion élastique et ralentissement des neutrons au travers de l'hydrure de sodium. Ces mesures viennent compléter des estimations de taux de remplissage effectuées par bilan matière, en intégrant les sources de pollution mesurées.

Le second procédé de purification est basé sur la capacité d'un matériau métallique choisi (par exemple, l'alliage de zirconium-titane pour l'oxygène) de s'oxyder quand il est placé

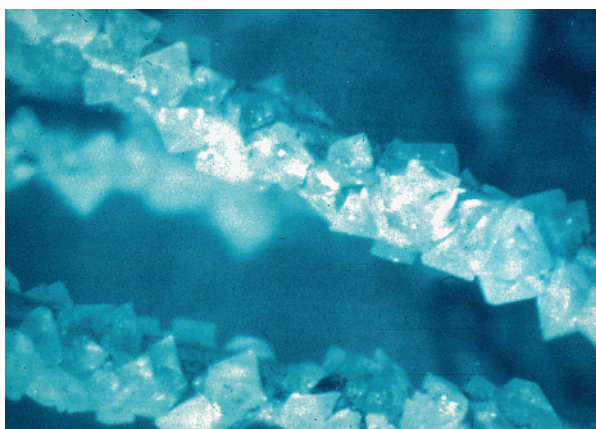


Fig. 122. Cristaux de NaH déposés sur un garnissage en laine d'acier.

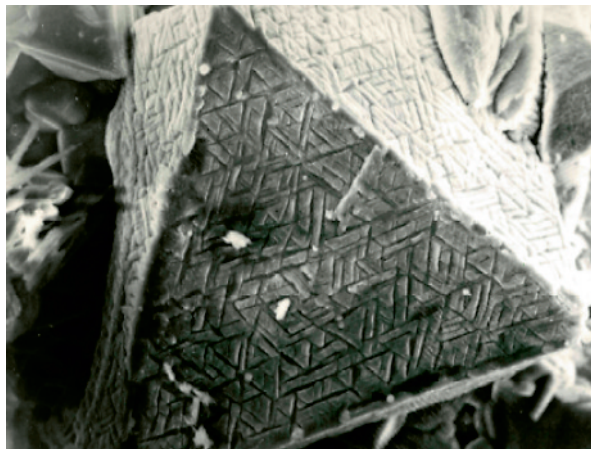


Fig. 123. Cristal de Na_2O .

en présence de sodium contenant une certaine quantité d'oxygène. Son choix est dicté par le diagramme de stabilité des oxydes en milieu sodium (diagramme d'Ellingham). Ce procédé, dénommé « piège chaud » ou « getter » est généralement choisi pour purifier de petits volumes de sodium, et lorsque le risque de dissolution de Na_2O dans un piège froid, par perte de la fonction de refroidissement, est inacceptable : c'est le cas, par exemple, dans un dispositif d'irradiation de matériaux métalliques, en sodium dynamique, installé dans le cœur d'un réacteur. L'alliage $\text{Zr}_{0,87}\text{-Ti}_{0,13}$ a été qualifié pour le piège chaud d'une boucle d'irradiation destinée au réacteur PHÉNIX [6] : cinétique et optimisation des conditions de fonctionnement ont été établies pour une utilisation ultérieure. Pour le piégeage d'hydrogène, un piège contenant de l'yttrium pourrait également être mis en place, mais en raison de sa très faible capacité de rétention et la réversibilité du stockage par décomposition, son développement pour des volumes importants de sodium n'a jamais été envisagé.

Un retour d'expérience positif et important a été acquis sur ces composants. On notera, en particulier, que Phénix et Superphénix ont fonctionné avec une grande pureté du sodium : au primaire, la concentration en oxygène (impureté dominante dans ce circuit) est restée aux alentours de 1 ppm ($1 \text{ ppm} = 10^{-6}$), donc inférieure à la valeur requise de 3 ppm, tandis que sur les circuits secondaires, la concentration visée en hydrogène (impureté dominante dans ce circuit) de 60 ppb ($1 \text{ ppb} = 10^{-9}$) était maintenue sans problème.

Des développements furent effectués en cours d'exploitation au niveau des pièges froids des circuits intermédiaires, à cause de leur durée de vie trop limitée qui a conduit à consommer globalement 11 pièges froids durant la vie du réacteur Phénix. La durée de vie des pièges froids secondaires était initialement de l'ordre de quelques années, durée qui dépendait de l'historique de fonctionnement de chacune des boucles intermédiaires, en particulier vis-à-vis des entrées de pollution : réactions sodium-eau, interventions sur les boucles secondaires avec ouvertures, etc.



Fig. 124. Piège froid secondaire de PHÉNIX.

On a alors tenté de régénérer ces pièges, en les chauffant, ce qui permet des réactions entre les oxydes, les hydrures et le sodium résiduel, qui est récupéré chargé en soude et oxydes, pendant qu'il y a un dégagement de l'hydrogène et du tritium (ces opérations étaient couramment effectuées sur des réacteurs russes comme BN 350 et ensuite BN 600). Mais les deux opérations de régénération par chauffage de pièges froids secondaires effectuées en 1978 et 1987, malgré leurs performances en matière d'élimination des impuretés accumulées, n'ont pas donné les résultats escomptés, en raison de la corrosion du garnissage en laine d'acier par la soude. C'est à cette corrosion qu'on a attribué le mauvais fonctionnement du piège régénéré installé en 1983. Sur la deuxième régénération, cette corrosion a été confirmée et a empêché la requalification correspondante du composant. Ce procédé de thermolyse a cependant été requis et développé pour l'EFR (procédé PRIAM).

Par ailleurs, l'expertise des pièges remplacés (fig. 124) a montré que seule la zone proche du refroidissement était bouchée, et que l'essentiel de la zone de rétention était vide de dépôts. On a alors utilisé un nouveau type de piège froid où la zone de rétention était décalée après la zone de refroidissement. L'intérêt majeur de ces pièges était l'augmentation de leur capacité de piégeage, donc de leur durée de vie. Après quelques mises au point nécessaires, ces pièges ont eu un comportement nettement amélioré.

De nouveaux pièges froids ont été développés pour SUPERPHÉNIX et dans le cadre du projet EFR, afin d'accroître notablement leur performances (vitesse de purification) et leur durée de vie, grâce à une plus grande capacité de remplissage. La conception a été améliorée en s'appuyant d'une part sur le retour d'expérience de PHÉNIX et SUPERPHÉNIX et, d'autre part, sur la détermination expérimentale des mécanismes et cinétiques de cristallisation de l'oxyde et l'hydrure de sodium, au CEA Cadarache.

Différentes méthodes de suivi du remplissage des pièges froids, pour anticiper leur bouchage, ont été développées :

- La mesure de la résistance hydraulique du piège froid (pour les circuits secondaires), en relevant deux paramètres : la tension de la pompe électromagnétique et le débit passant dans le piège ;
- le « bilan matières » obtenu par calculs à partir des mesures faites avec les hydrogènes mètres ou les indicateurs de bouchage, et à partir d'estimations des quantités d'impuretés apportées lors des manutentions. On notera, à ce sujet, que des essais de manutention, avec arrêt des pièges froids ont été faits pour valider ces estimations ;
- les mesures de transmission neutronique effectuées dans les pièges des circuits secondaires qui fournissaient une cartographie spatiale de la répartition de l'hydrure dans l'appareil.

L'exploitation a aussi permis de mettre au point des méthodes de purification par piège froid de circuits pollués (purification dite de « démarrage », après la première mise en sodium du réacteur, purification des circuits secondaires après interventions, purification après réaction sodium-eau ou rentrées d'air intempestives) : optimisation de la température de remplissage, paliers successifs de températures... Ces méthodes ont été appliquées également sur les pièges froids intégrés au primaire de SUPERPHÉNIX, après l'incident de la rentrée d'air qui a nécessité le remplacement des cartouches colmatées.

Phénomènes chimiques en jeu et retour d'expérience

L'activation du sodium primaire

Le sodium donne deux produits d'activation : le sodium 22 (période de 2,6 ans) et le sodium 24 (période de 15 heures).

Durant les premières années de fonctionnement, on mesure une montée régulière de l'activité en Na 22 qui atteint un palier dans le sodium primaire. Puis, cette activité restera stable, la production de Na 22 étant alors compensée par la disparition correspondant à sa période [3].

Pour le sodium 24, la période courte de 15 heures fait qu'il n'y a pas d'accumulation notable et que la valeur en fonctionnement nominal est rapidement constante et décroît également rapidement, après un arrêt.

On notera que si les protections autour du cœur du réacteur sont bien dimensionnées, en régime nominal, le sodium du circuit intermédiaire est très peu actif.

Le piégeage du tritium

Le tritium est créé par réaction de fission ternaire et par activation du bore. Les essais par arrêt-démarrage de pièges froids ont confirmé qu'il était co-piégré avec l'hydrogène et ont permis de développer une modélisation de la production et du transport du tritium dans tous les circuits du réacteur.

Corrosion et transferts de masse

La corrosion en milieu sodium est extrêmement faible, si la teneur en oxygène est bien contrôlée. C'est pour cela qu'on recherche sur les RNR une teneur en O_2 inférieure à 3 ppm pour limiter au maximum les quantités de produits de corrosion.

En effet, les produits de corrosion, activés sous irradiation dans le cœur sont transportés sous forme dissoute ou en suspension dans le sodium. Les principaux radionucléides concernés sont le manganèse 54 et le cobalt 60. Ces produits se déposent ensuite sur les parois : de préférence sur les zones « froides » pour le Mn 54, et sur les zones chaudes, pour le Co 60.

Afin de mieux connaître le bilan radiologique du circuit primaire et de prévoir les activités déposées sur les composants du réacteur, les sources de produits de corrosion activés ont été étudiées et modélisées, et cela a contribué à qualifier le code OSCAR-Na, développé au CEA Cadarache.

La pollution du sodium primaire, à la suite des ruptures de gaine

Quinze ruptures de gaine neutrons se sont produites de 1979 à 1988 sur PHÉNIX. Cela a conduit à une montée, durant cette même période, des valeurs mesurées par TASTENA, en césium radioactif. Pour le Cs 137 qui a une période de trente ans, le maximum mesuré par TASTENA sera atteint en 1991 avec $2,8 \cdot 10^3$ Bq/g. Puis les valeurs décroissent suivant une pente moyenne compatible avec la période. La dernière mesure est aux environs de 10^3 Bq/g.

Les réactions sodium-eau

Si, dans le générateur de vapeur, une fissure devient débouchante, l'eau sous pression crée dans le sodium un dard avec effet chalumeau, qui pourra attaquer les parois accessibles.

C'est le phénomène de « *wastage* », accompagné d'une production de soude et d'hydrogène. L'expérience des RNR montre que le pilotage par indicateur de bouchage/piège froid est opérationnel pour purifier le sodium, après ces réactions sodium-eau.

En fonctionnement, on maintient la teneur en hydrogène aussi faible que possible dans les circuits secondaires pour faciliter la détection par les hydrogenemètres, d'une éventuelle réaction sodium-eau et pour éviter certains problèmes éventuels de fragilisation de matériaux. On notera que la production continue d'hydrogène au niveau des parois du générateur de vapeur permet un co-piégeage efficace du tritium qui a migré dans le circuit secondaire.

Vers une meilleure maîtrise de la chimie du sodium dans les réacteurs rapides

- De nombreuses connaissances de base sur le sodium dans les RNR ont été acquises par mesure et modélisation (transfert tritium, modèle pour les produits de corrosion, etc.).
- Globalement, la technique piège froid + indicateur de bouchage est parfaitement validée et solide, pour la purification d'un circuit sodium. La technique de durée de palier bas est simple et efficace.
- Des mesures complémentaires type oxygène mètre, tritium mètre, etc. permettent cependant d'avoir une information plus fine que la mesure globale de l'indicateur de bouchage. Cela peut être utile pour mieux comprendre la physique du relâchement d'impuretés et pour gérer avec plus de précision d'éventuelles situations incidentelles de rentrées d'impuretés.
- Une pré-estimation par calcul des quantités de dépôts durant la vie de la centrale est faisable sur la base des connaissances acquises. Elle devrait permettre de dimensionner les pièges, pour une durée de vie théorique correspondant à la vie de la centrale.
- La conception des pièges doit cependant prendre en compte la possibilité d'un remplacement, en cas de bouchage. Des réflexions pour simplifier cette opération, par exemple avec l'extraction de la cartouche correspondant à la zone de rétention, devraient être poursuivies. La régénération sur place, telle que pratiquée sur les réacteurs russes, est aussi une voie intéressante de recherche.
- L'activation du sodium secondaire doit être minimisée, pour permettre une meilleure accessibilité aux circuits secondaires, ce qui facilite leur surveillance et leur maintenance.

- Les mesures chimiques par prélèvement sont robustes et adaptées aux besoins de l'exploitant. Cela étant, une réflexion sur la simplification de ces méthodes de prélèvements discontinus serait intéressante.
- Il apparaît à la fois prudent et peu contraignant de maintenir à l'avenir les spécifications de pureté du sodium, de l'ordre de 3 ppm, pour minimiser la corrosion et l'activation par redéposition correspondante.

Christian LATGÉ,

Département de technologie nucléaire

et Joël GUIDEZ,

Direction de l'énergie nucléaire

► Références

[1] A. WITTINGHAM, « An equilibrium and kinetic Study of the liquid Sodium Hydrogen Reaction », *Journal of nuclear materials*, 1976, vol. 60, p. 119.

[2] J.-P. JEANNOT, T. GNANASEKARAN *et al.*, « In-sodium hydrogen detection in the Phenix fast reactor steam generator: a comparison between two detection methods », ANNIMA Conference, June 2009, Marseille, France.

[3] C. LATGÉ, « Sodium quality control; French developments from Rapsodie to EFR ». FR09 International Conference on Fast reactors and related Fuel Cycles, December 2009, Kyoto, Japan.

[4] C. LATGÉ, M. LAGRANGE, M. SURANITI, J.-B. RICARD, « Development of a new cold trap concept for Fast Breeder Reactors », 4th LIMET Conference 1988, October 17th-21st, Avignon, France.

[5] N. KHATCHERESSIAN, C. LATGÉ, X. JOULIA, T. GILARDI, X. MEYER « Modelling of Cold Traps for Sodium purification in Fast Reactor », 22nd European Symposium on Computer Aided Process Engineering, 17-20 June 2012, London, UK.

[6] C. LATGÉ, S. SELIER, « Oxidation of zirconium-titanium alloys in liquid sodium : validation of a hot trap, determination of the kinetics », *Material behaviour and physical chemistry in Liquid Metal Systems 2*, Edited by H.U. BORGSTEDT, Plenum Press, 1993.

[7] J. GUIDEZ, *Phénix, le retour d'expérience*, chap. XXI, « La chimie du sodium », EDP Sciences, 2013.

La technologie sodium

Les propriétés physiques et chimiques du caloporteur sodium – en tant que métal alcalin utilisé à l'état liquide et à température élevée – ont conditionné de nombreux développements technologiques très spécifiques dans l'ensemble de la conception d'un RNR-Na. La technologie sodium est l'ensemble des techniques permettant la maîtrise de ce caloporteur « exotique » qu'est le sodium, ainsi que l'exploitation, le contrôle et la maintenance d'un réacteur nucléaire utilisant ce caloporteur.

Ce domaine de la technologie communément regroupé sous l'appellation « Technologie sodium », doit notamment répondre en matière de suivi, d'instrumentation et de détection à des exigences de sûreté vis-à-vis de la chimie du sodium (réactivité vis-à-vis de l'eau et de l'air). La technologie sodium tire aussi avantage de certaines propriétés physiques du sodium (métal liquide à faible densité, propriétés paramagnétiques, bonne transmission du son et des ultrasons) pour concevoir une instrumentation et des composants dédiés, procurant, lorsque le niveau de maturité est atteint, des atouts substantiels par rapport à une technologie industrielle classique.

Nous pouvons notamment recenser les matériels et composants suivants déjà évoqués :

- Les pompes électromagnétiques dans le chapitre sur les composants ;
- la visualisation sous sodium par capteurs ultrasoniques ou par génération de courant de Foucault, dans le chapitre sur l'inspection en service ;
- l'indicateur de bouchage et piège froid dans le chapitre sur la chimie du sodium / purification ;
- l'instrumentation de détections de fuites dans le chapitre sur l'inspection en service, etc.

La technologie sodium est donc un sujet vaste et transverse qui a forcément déjà été abordé dans de nombreux chapitres. Dans ce chapitre, on trouvera un certain nombre d'éléments complémentaires sur :

- La technologie spécifique liée à l'emploi du sodium ;

- l'instrumentation de mesure des températures, débits et niveaux, ainsi que l'instrumentation chimique dont la détection d'hydrogène ;
- la robinetterie sodium ;
- et, enfin, le lavage et la décontamination de composants ayant séjourné en réacteur.

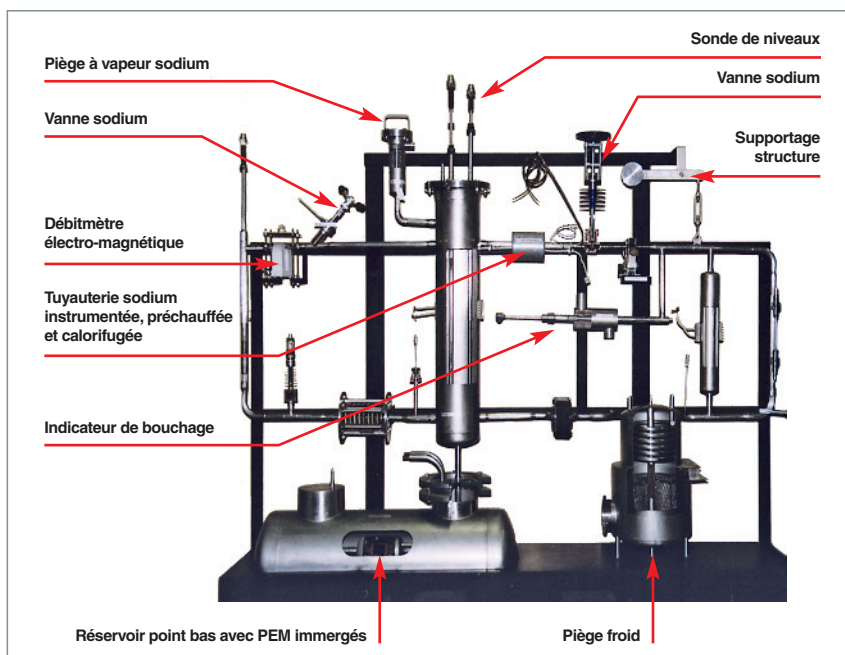
L'emploi du sodium requiert toute une série d'instrumentation et de dispositifs fondamentaux qui se déclinent aussi bien pour la conception d'un réacteur de puissance que pour de petites installations de R&D dédiée. Seul l'effet d'échelle changera le nombre ou la taille des dispositifs à mettre en œuvre (fig. 125).

Une attention particulière doit porter sur les points suivants, spécifiques à « la technologie sodium » :

- Il faut éviter les fuites, car le sodium est très réactif avec l'air et l'eau, d'où la nécessité de développer des tuyauteries « anti-fuites » et des diagnostics rapides, notamment de détection de l'hydrogène ;
- il faut maintenir le sodium à l'état liquide, car on craint les bouchages, d'où la nécessité d'un bon contrôle et d'une bonne mesure de débit et de température ;
- Il faut éviter la corrosion par le caloporteur sodium, d'où la nécessité de purifier le sodium et de savoir contrôler le niveau de pureté ;
- Il faut assurer une inspectabilité du réacteur, or, le sodium est un milieu opaque, d'où la nécessité de développer des méthodes d'inspection non optiques (voir *infra*, p. 127-134, le chapitre intitulé : « Les progrès de l'inspection en service »).

La détection de fuites sodium

Une tuyauterie véhiculant du sodium disposera de ses cordons électriques de chauffage/préchauffage, de systèmes de détection de fuite du sodium sur la génératrice basse et au niveau des cordons de soudure (pour les gros diamètres), et d'un système de calorifugeage de l'ensemble en laine de roche. Le circuit sera équipé de thermocouples positionnés en doigt de gant ou en paroi externe, et la mesure de débit se



Mesure des températures, débits et niveaux

Outre leur robustesse, précision, et simplicité d'emploi, on recherche plus particulièrement des instruments de mesure aussi peu intrusifs que possible pour réduire le risque de perturbation voire de fuite lié à l'implantation de ces équipements.

Les mesures de température

Elles sont effectuées par des thermocouples (TC) ; pour la filière, le classique « chromel-alumel » (thermocouple type K constitué du couple nickel chrome / nickel allié, gainage alumine) constitue la référence. Ces derniers ont particulièrement bien fonctionné sur les réacteurs (robuste et fiable). Les voies d'amélioration se portent vers :

- Une diminution du temps de réponse des Tc, notamment pour ceux dévolus à la surveillance du cœur : par leur miniaturisation, ou par l'utilisation de systèmes alternatifs : type Tc sodium-inox, fibres optiques, thermométrie ultra-sonore ;
- une diminution de leur intrusivité : l'emploi de doigts de gant doit être limité au strict nécessaire, et l'on complètera avec des thermocouples de paroi. La limitation du nombre de connexions et de câblages est aussi à regarder (utilisation de fibres optiques multiplexées).

Associé au réseau de thermocouples en sortie et entrée du cœur, l'utilisation d'un Calculateur de Traitement Rapide des Températures de sortie Cœur permet un suivi en ligne de fonctionnement du réacteur, ainsi que la possibilité de détection de certains types d'incidents de référence du cœur (remontée intempestive de barres, défaut de refroidissement d'un assemblage combustible). La détection sera d'autant plus précoce que la constante de temps des doigts de gant et thermocouples sera faible. Ces mesures sont complétées par des perches thermométriques décrivant le profil axial du cœur.

Les mesures de débit de sodium

Elles sont effectuées au moyen de débitmètres électromagnétiques (fig. 126). Les technologies employées utilisent le fait que le sodium est un métal liquide, conducteur électrique et paramagnétique. Le débitmètre électro-magnétique, basé sur l'effet FARADAY (courant électrique créé par le déplacement du sodium dans un champ magnétique), s'est avéré particulièrement robuste, simple et non intrusif. Ses inconvénients

fera par débitmètre électromagnétique ou par débitmètre à courant de Foucault.

Un réservoir de stockage du sodium sera positionné au point bas du circuit (pour permettre une vidange rapide gravitaire) et sera équipé d'un système de chauffage / préchauffage du sodium (cannes chauffantes et cordons chauffants électriques), d'un système de transfert du sodium (par pompe immergée), d'un réseau de détection de fuites et de bougie de détection à son point bas, d'une sonde de niveau à induction. Il sera rempli, au niveau de la surface libre du sodium, d'un gaz de couverture inerte (azote ou argon). Le réseau de gaz inerte sera lui-même protégé par des pièges à vapeur sodium.

Le contrôle et le suivi de la qualité chimique du sodium se feront respectivement par l'emploi d'un **piège froid*** et d'un **indicateur de bouchage***.

Enfin, l'ensemble du circuit sera implanté dans un environnement permettant la collecte de fuites de sodium en point bas (bacs de rétention, **bac étouffoir***, goulotte de collecte). La détection précoce d'une fuite sodium au niveau des composants est doublée par la mesure d'aérosols de sodium dans l'air (mesure spectrophotométrique calée sur la raie d'émission du sodium), en complément du réseau classique des détecteurs d'incendie.

Pour être compatible avec le sodium liquide et limiter la corrosion généralisée, l'ensemble des structures et composants d'un circuit – y compris les joints – sont réalisés en acier austénitique.

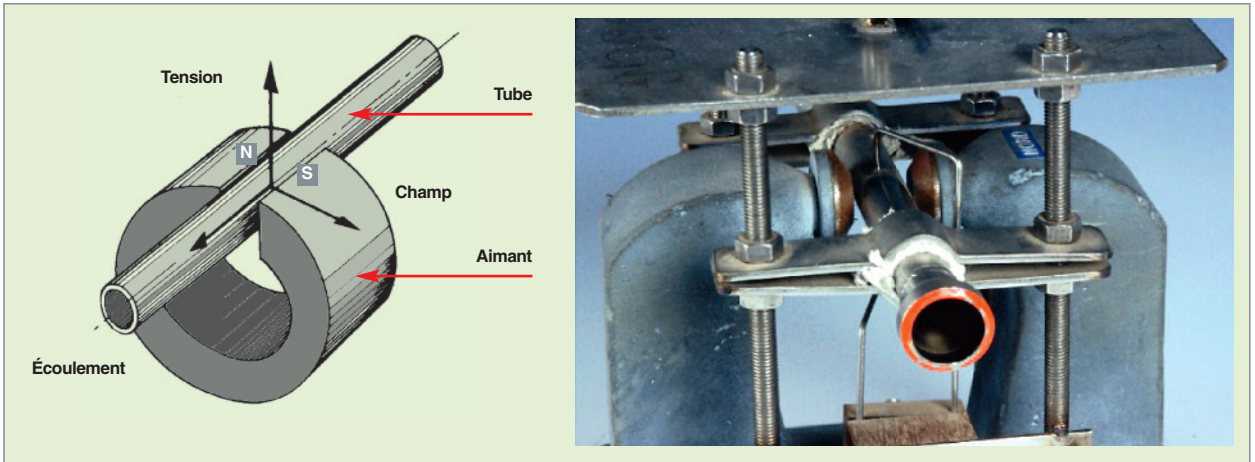


Fig. 126. Principe de base d'un débitmètre électromagnétique et photo associée.

restent son encombrement et sa précision faible qui le cantonnent à des mesures d'exploitation.

En complément ont été conçus des débitmètres à courant de Foucault, souvent appelés « Débitmètres à Distorsion de Flux (DDF) » [fig. 127]. Le principe est le suivant : une bobine primaire est alimentée par une tension alternative à courant et fréquence constants, un courant, appelé « courant de Foucault », et un flux magnétique sont induits dans le sodium en mouvement ; deux bobines secondaires de chaque côté de la primaire montées en opposition mesurent une tension proportionnelle à la vitesse locale du sodium, résultante de la distorsion du flux magnétique par le mouvement du sodium. Le temps de réponse du DDF est faible et, de surcroît, le faible

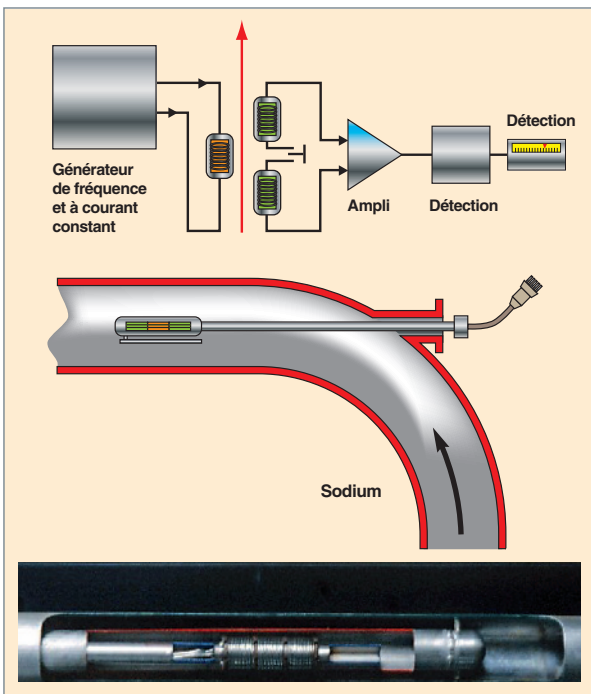


Fig. 127. Principe de base d'un débitmètre à distorsion de flux et photo associée.

encombrement permet une implantation optimisée en les positionnant dans un doigt de gant, par exemple. Cette technologie présente beaucoup d'intérêt pour les futurs réacteurs, notamment pour des mesures individualisées de débit en sortie des assemblages du cœur. Des débitmètres de ce type ont été testés de manière expérimentale sur plusieurs réacteurs au sodium (PHÉNIX, SUPERPHÉNIX, PFR, MONJU, FBTR), sans toutefois atteindre un niveau de maturité suffisant pour pouvoir classer cette instrumentation sûreté.

Les mesures de niveaux

Elles sont de type « à induction » basées sur le principe du couplage magnétique entre deux bobines. Ces mesures peuvent être du type continu ou discontinu et se sont avérées simples et robustes. Leur précision n'est pas très bonne, mais suffisante pour l'exploitation courante. Des mesures plus précises peuvent être effectuées par la méthode de bullage qui peut aussi servir à l'étalonnage des capteurs à induction.

L'instrumentation chimique et radiochimique

Le contrôle de la qualité de sodium est un requis pour vérifier l'absence de pollution externe (entrée d'air, d'humidité, fuite d'huile) et surveiller l'évolution de sa contamination et activation au niveau du circuit primaire. En ligne, les mesures les plus courantes sont réalisées par les Indicateurs de bouchage et complétées par des mesures chimiques faites sur des prélèvements de sodium, réacteur à l'arrêt. L'échantillon de quelques grammes de Na, hydrolysé en laboratoire d'analyse permet d'accéder :

- Aux mesures d'impuretés chimiques (Fe, Cr, Mn, Co, Cu, Zn, Ca, K, Si et B) par spectrophotométrie à absorption ;
- aux produits d'activation du sodium et de ses impuretés (essentiellement Na 22, Co 60, Mn 54) par **spectrométrie**

gamma* ; la scintillation liquide pour le tritium et les autres émetteurs *bêta* (Ni 63, Fe 55) ; et la spectrométrie *alpha* pour l'uranium, le plutonium et leurs isotopes.

Il est fait, par compte, des mesures de comptage en ligne sur prélèvement de Na primaire et sur le gaz de couverture, notamment pour la détection rapide d'une **rupture de gaine*** (mesure des émetteurs de neutrons différés, Kr et Xe).

Des essais en 2010 sur PHÉNIX ont aussi mis en évidence la possibilité de mesurer la puissance du réacteur par mesure du fluor 20 par spectrométrie *gamma* haut taux de comptage. Le fluor 20 est un isotope à vie courte (11,4 sec) formé dans le caloporteur par réaction (*n, alpha*) sur le sodium 23, dont la production est donc directement corrélée au flux neutronique et à la puissance du réacteur.

La détection hydrogène

Parmi les mesures chimiques faites en ligne, la mesure de l'hydrogène est un requis essentiel pour la surveillance des générateurs de vapeur (détection précoce d'une perte d'étanchéité d'un tube GV par réaction sodium / eau et production d'hydrogène dissous dans le sodium). On utilise la propriété de diffusion de l'hydrogène à travers une membrane de nickel de faible épaisseur (300 µm), sur laquelle circule un prélèvement de sodium. Derrière cette membrane, un circuit d'ultravide est entretenu par pompage ionique, un spectromètre mesure alors la concentration en hydrogène diffusé dans le circuit de vide. Cette mesure représente donc la concentration d'hydrogène dans le sodium. Cette dernière peut être également reliée à la mesure du courant de la pompe ionique qui permet de mesurer la présence de gaz dans le circuit ultra-vide et peut ainsi assurer une redondance de la mesure (les essais

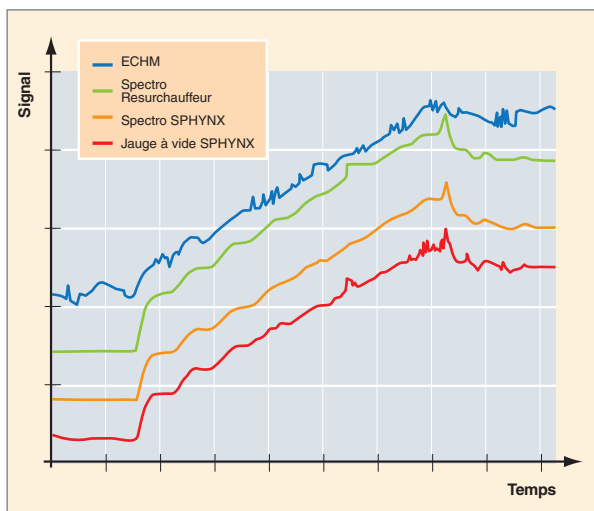


Fig. 128. Évolution des signaux des spectromètres du système de détection hydrogène, à la suite d'une injection d'hydrogène : signaux du ReSurchauffeur (en vert), de SPHYNX (en orange), de la jauge à vide (en rouge), et de la cellule électrochimique (en bleu).

SPHYNX sur PHÉNIX en 2009, ont aussi montré (fig. 128) qu'une jauge à vide pouvait remplacer la mesure par la pompe ionique). Les unités de détections hydrogène de PHÉNIX et de SUPERPHÉNIX ont fonctionné correctement et ont fait preuve d'une excellente sensibilité de détection (quelques 10^{-9}). Compte tenu des faibles concentrations mesurées, les principales difficultés d'exploitation de ces dispositifs sont leur sensibilité élevée à certains phénomènes, ce qui peut provoquer des dysfonctionnements (phénomènes d'activation des pompes ioniques, signaux bruités, sensibilité à la température des armoires électroniques, voire aux parasites électromagnétiques...) ce qui nécessite un soin accru de la part de l'exploitant. À cela s'ajoutent des recalages de seuils assez fréquents et la nécessité d'étalonnages périodiques, au moins deux par an et par boucle secondaire, par des injections d'hydrogène dans le sodium des circuits secondaires en palier isotherme et en puissance.

Le bon retour d'expérience de ces dispositifs étant donc pondéré par la complexité d'utilisation de l'ensemble du système, un essai d'implantation d'une cellule électrochimique (ECHM) développée par le centre de recherche de Kalpakkam (Inde) a été effectué en 2007-2009 sur PHÉNIX. Cet essai a donné des résultats satisfaisants et l'ECHM pourra servir dans le futur comme instrumentation diversifiée, voire de substitution.

La robinetterie sodium

À l'origine inspirés de la robinetterie classique, les organes de sectionnement (opercules, par exemple) ou de réglage (papillons, par exemple) sont pratiquement les mêmes en sodium et dans les autres fluides. La première différence est le choix des matériaux : des aciers inoxydables austénitiques sont retenus pour la robinetterie sodium.

Mais la différence essentielle est le système d'étanchéité vers l'extérieur (dite « étanchéité primaire ») : un simple presse-étoupe ne conviendrait pas pour la robinetterie sodium, car il faudrait le fabriquer avec un matériau sans réaction avec le sodium, y compris sur le long terme. Cela conduit à deux types d'étanchéité : les vannes à soufflet et les vannes à joint solidifié (le sodium gelé fait office de joint) [fig. 129].

Dans les deux cas, des garnitures constituent l'étanchéité secondaire. C'est une barrière de secours, utile en cas de fuite de l'étanchéité primaire, pour limiter les conséquences de la fuite pendant la vidange du circuit, mais sans garantie d'étanchéité sur le moyen / long terme. Sur les vannes à soufflet, une bougie entre les deux étanchéités permet de détecter une fuite éventuelle de l'étanchéité primaire, c'est-à-dire du soufflet.

Chaque type a des avantages et des inconvénients : le soufflet constitue une zone fragile, ce qui peut occasionner des fuites de sodium s'il se fissure, tandis que pour les joints soli-

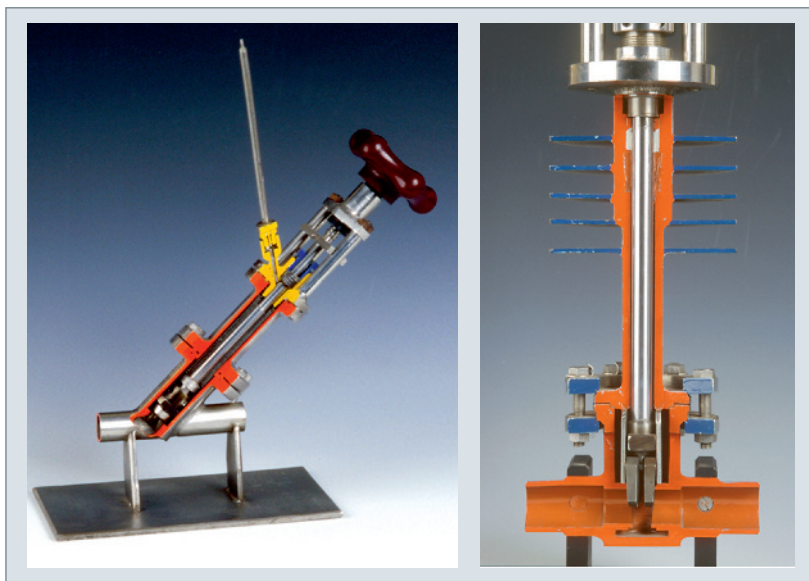


Fig. 129. Photographies de coupe d'une vanne à soufflet (à gauche) et d'une vanne à joint solidifié (à droite).

difiés, il faut veiller à ce qu'ils ne s'oxydent pas (car le couple de manœuvre croîtrait fortement). Le retour d'expérience des vannes sodium est satisfaisant, même si un certain nombre de problèmes technologiques sont survenus durant l'exploitation des centrales. Aucun d'eux n'est venu remettre en cause ces deux types de technologie.

Le lavage/décontamination

Lavage

En exploitation normale comme en fin de vie du réacteur, le sodium sous forme métallique doit être éliminé de tout composant extrait du réacteur (fig. 130). Même bien vidangé, il restera une épaisseur résiduelle de sodium d'au moins 30 μm sur les parois verticales et 1 mm sur les surfaces horizontales d'un composant. Chaque réacteur ou plateforme d'essai technologique en sodium dispose donc d'installations de lavage de ses composants. Ces installations (appelées « puits de lavages ») sont généralement au nombre de trois sur réacteur : une en cellule pour traiter les assemblages, une pour traiter les petits composants extractibles (perches) et une pour traiter les gros composants (pompes primaires, échangeurs intermédiaires). Dans ces puits de lavage inertés à l'azote ou au CO_2 , le sodium est traité progressivement par atomisation d'un brouillard constitué de fines gouttelettes d'eau et de gaz carbonique. Au contact de l'eau, le sodium se transforme en soude et en hydrogène.

L'hydrogène est évacué dans les rejets gazeux. La soude produite se transforme en carbonate de sodium par contact avec le CO_2 , évitant ainsi l'agression corrosive de la soude sur le composant. Ce procédé d'atomisation est maîtrisé en contrôlant la densité en eau du brouillard et en pilotant par rapport à la concentration en hydrogène des rejets gazeux (% $\text{H}_2 < 1\%$).

Décontamination

La radioactivité des composants peut être induite par l'activation de certaines impuretés dans le métal, en particulier les traces de cobalt, mais elle est essentiellement due au dépôt en surface de produits de corrosion qui se sont activés par passages successifs dans le cœur avant déposition sur les parois (à plus de 90 %, le Mn 54) et migration en profondeur dans le métal. Les opérations de **décontamination*** venant après l'opération de lavage sont donc des opérations délicates, car devant décaper les matériaux de quelques microns, mais sans entraîner de corrosion notable en profondeur (l'objectif est de réutiliser le composant après intervention). Pour cela, un bain est préparé avec des teneurs dosées en acide (ces teneurs ayant été validées préalablement par tests en laboratoire avec les matériaux concernés). Plusieurs cycles de décontamination (de 1 à 3) sont alors effectués dans ces bains avec des durées de palier d'environ 5h30 et des cartes radiologiques réalisées pour apprécier les chutes d'activité au contact. Cette chute est plus forte dans les zones froides, où la migration des produits est plus lente, que dans les zones chaudes. La valeur finale recherchée est de l'ordre de 0,3 mSv/h au contact.

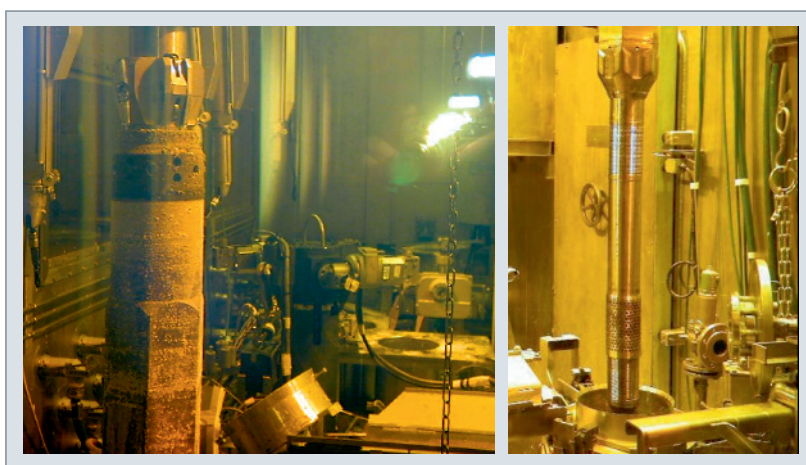


Fig. 130. Photographies d'un assemblage de SUPERPHÉNIX en cellule avant et après son lavage.

Les procédés de décontamination ont évolué dans le temps pour arriver au final au procédé SPMO (Sulpho Phosphorique Modifié Optimisé). L'acide sulfurique est employé pour décaiper le composant et l'acide phosphorique pour passiver (« protéger ») le matériau de cette attaque. Les doses initiales de 190 g/L d'acide phosphorique ont pu progressivement être ramenées à 30 g/L pour un même résultat final, ce qui est essentiel pour le bilan environnemental de la centrale. Les taux de décontamination varient d'un facteur 100 à 10. Les opérations sont moins efficaces dans les parties chaudes du composant et également avec la durée de fonctionnement du composant qui conduit à une diffusion en profondeur plus importante et donc plus difficile à atteindre.

En phase d'exploitation, les puits de lavage servent à nettoyer les composants et à les décontaminer, en vue de leur réparation. Lors de l'arrêt définitif, ces mêmes puits participent au déclassement du réacteur en éliminant le sodium résiduel des composants extraits.

Les problèmes causés par les transferts de sodium en phase gaz

La formation d'aérosols

Le sodium transfère des **aérosols*** dans son gaz de couverture. Le phénomène est d'autant plus efficace si les mouvements de convection du gaz sont importants et si la température du sodium est élevée. Ces vapeurs de sodium peuvent se re-condenser et se déposer dans les zones de structure hors sodium, voire s'oxyder légèrement, en présence de traces d'oxygène et d'humidité (ces dépôts sont appelés « mésos »). Ces transferts de sodium (sous forme de vapeur ou d'aérosols) dans les espaces gaz ont fait surgir dans les RNR sodium, des difficultés qui seront décrites plus loin. Il est donc nécessaire de mettre en œuvre des moyens de séparation (piégeage du sodium en phase solide : cartouches filtrantes, ou piégeage en phase liquide : colonnes de séparation) afin d'éviter l'entraînement du sodium dans les circuits de gaz.

Les problèmes créés par les dépôts d'aérosols

À titre d'exemple, les dépôts d'aérosols de sodium ont conduit sur PHÉNIX à des difficultés variées :

- Le **bras de manutention*** a été bloqué, aussi bien en rotation qu'en translation, à plusieurs reprises, mais surtout en 1993 (retrait de 6,5 kg d'amas de sodium) ;
- le système de translation du dispositif de visualisation sous sodium des liaisons entre le cœur et le bouchon tournant a également été bloqué à plusieurs reprises ;

- en 1980, lors de la révision décennale, on a découvert, côté réacteur, dans le corps de la vanne à deux opercules du sas de manutention, une accumulation d'une soixantaine de kilos de sodium, due à la défaillance du préchauffage de celle-ci. Une défaillance temporaire de ce préchauffage a également été diagnostiquée en mai 1988 ;
- les mécanismes de barres de type 1 ont eu des points durs lors des mouvements de translation et lors de chutes. Cela provenait d'oxydes de sodium formés par les aérosols. Le remplacement d'un balayage argon permanent dans le carter, par une légère surpression, a permis de supprimer ces points durs ;
- le système de détection de rupture de gaine gaz a longtemps été perturbé par des problèmes de filtration des aérosols et de bouchages de filtres ;
- la visualisation par périscope possible au niveau du barillet avec de basses températures du sodium, était impossible dans le ciel du circuit primaire, au régime nominal ;
- les amas de sodium dans les traversées de dalle ont affecté certaines manutentions spéciales.

Les thermosiphons dans les traversées

Dans les traversées permettant le passage et l'implantation de composants à travers la dalle, des thermosiphons se créent par circulation du gaz des points chauds inférieurs vers les points froids supérieurs. Cela crée des cellules de circulation, avec des différences importantes de température entre les génératrices.

Cela peut conduire à des contraintes sur le composant concerné. Par ailleurs, si le point froid en partie haute est à une température inférieure à 100 °C, il y aura dépôt et accumulation du sodium, qui bloquera la manutention du composant.

Les mesures effectuées dans les traversées de PHÉNIX avec des thermocouples ont montré que les estimations de température par calcul étaient correctes. Elles ont aussi montré que ces cellules, une fois initiées, ne bougeaient plus durant le fonctionnement du réacteur.

Les systèmes de séparation du sodium

Les pièges de sodium en phase solide, prévus pour les débits et températures faibles (débit inférieur à 0,3 m³/h et température gaz inférieure à 150 °C), sont constitués de cartouches filtrantes (laine ou toile d'acier inoxydable).

Ces cartouches peuvent être régénérées par chauffage (vers 250 °C) ou remplacées.

Les colonnes de séparation sont des pièges de sodium en phase liquide, selon le principe des colonnes de distillation de la pétrochimie.

Elles ne sont pas saturables, car le sodium liquide piégé est évacué en permanence par gravité. Des lessivages en sodium propre sont aussi possibles.

Le retour d'expérience de ces dispositifs a montré une bonne efficacité de piégeage.

La purification du gaz par barboteur NaK

Afin d'obtenir une très bonne pureté de l'argon de couverture des circuits sodium, les RNR sodium ont utilisé des barboteurs contenant du NaK. Le NaK est un alliage sodium/potassium (en pourcentage massique, 56 % de potassium et 44 % de sodium) qui a, par rapport au sodium, l'avantage d'être liquide à température ambiante. Le piégeage des différentes impuretés contenues dans l'argon conduit à un colmatage du barboteur, du fait de la formation d'oxydes. Son remplacement devient alors nécessaire. Des précautions doivent être prises lors de son déplacement, compte tenu des réactions chimiques très vives pouvant se produire, lorsque l'alliage de NaK vient au contact de l'un des oxydes (le superoxyde de potassium, KO_2).

Le retour d'expérience des barboteurs sur PHÉNIX est le suivant :

- Le plus gros barboteur présent sur le site PHÉNIX, contenant 470 litres de NaK, a été utilisé pour purifier tout l'argon neuf d'alimentation du ciel de pile. Ce barboteur s'est colmaté et a été évacué, en mars 1996, vers Cadarache pour y être retraité. La qualité de l'argon approvisionné à partir de 1990 étant bonne, son remplacement n'a pas été nécessaire.
- Le petit barboteur situé sur la ligne de retour au réacteur de l'argon du ciel de pile, après son passage dans les circuits d'analyse, a été plusieurs fois colmaté. À la suite de son dernier colmatage survenu en septembre 1998, il a été remplacé en décembre 2002 et évacué à Cadarache, en vue de son traitement.

Ces deux évacuations vers Cadarache ont nécessité un camion frigorifique, compte tenu du risque évoqué ci-dessus, afin que le NaK soit gelé pendant le transport. Compte tenu de ces difficultés, une technologie différente pour les futurs réacteurs de type RNR sodium a été choisie.

La tribologie sodium

Les aciers inoxydables sont connus pour avoir un piètre comportement en frottement ; les grippages inox sur inox se produisent assez facilement. Au niveau de la boulonnerie, il est donc intéressant de prévoir une conception permettant un désaccouplage, par exemple par cisaillement, lorsqu'il y a grippage.

Hors sodium les aérosols sodium vont accroître ces problèmes de grippage (voir, par exemple, les problèmes de grippage des commandes d'obturateurs des échangeurs intermédiaires). Il est donc recommandé de placer les paliers de guidage sous le niveau libre de sodium.

Lorsqu'on introduit des pièces métalliques en sodium, il y a un phénomène de mouillage qui correspond à la dissolution de la couche passivée d'oxydation superficielle. Pour cela, il faut une température supérieure à 180 °C et une durée qui diminue lorsque la température augmente : de 24 h à 350 °C à 3 h à 450 °C.

Ce phénomène améliore les contacts du sodium avec la paroi, mais augmente le coefficient de frottement.

Pour les parois destinées à être en contact avec frottements, des revêtements sont nécessaires afin d'améliorer la tribologie. Deux types de revêtements ont été principalement utilisés en France : le colmonoy et la stellite. Le colmonoy est d'un emploi industriel assez délicat et reste sensible à la décontamination. Son retour d'expérience est cependant positif. La stellite présente l'inconvénient de contenir du cobalt qui s'active, avec des périodes assez longues (plus de cinq ans pour le cobalt 60, émetteur *gamma*). Cela rend la maintenance éventuelle des pièces concernées très difficile.

On notera cependant que le sodium est bon conducteur de la chaleur, ce qui facilite l'évacuation de puissance, en cas de frottement. Par exemple, lors de la première chute de palier hydrostatique sur une pompe primaire, celle-ci a fonctionné un certain temps avec des frottements dans des zones non prévues à cet effet, et sans échauffement ou grippage.

Une technologie sodium à maintenir pour le futur

Le fonctionnement d'un réacteur sodium nécessite l'emploi d'un grand nombre de « petits » composants et de procédés très spécifiques : vannes, pompes et débitmètres électromagnétiques, sonde de niveau, détection d'hydrogène, traitement du sodium, etc. Ces composants ont été améliorés grâce au retour d'exploitation sur les centrales et sur les boucles d'essais expérimentales en support. Des marges potentielles d'amélioration et d'innovations existent notamment sur une instrumentation miniaturisée (DDF) ou simplifiée (DH, ECHM).

La disponibilité commerciale de ce type de composants, d'emploi très spécifique, n'est pas garantie, du fait de l'étroitesse du marché. Elle fait l'objet de soins attentifs prenant en compte la préservation des compétences (formation à la technologie sodium) et maintien d'un tissu industriel.

Gilles RODRIGUEZ,

Département de technologie nucléaire

► Bibliographie

PRÈLE (G.), LATGÉ (C.), DUPRAZ (R.), DIRAT (J.-F.), "Feedback from experience with sodium technology", RGN, n°1, Janvier - Février 2009.

RODRIGUEZ (G.), "Le caloporteur sodium", *Technique de l'ingénieur*, BN 3680, janvier 2004.

GUIDEZ (J.), *Phénix, Le retour d'expérience*, EDP Sciences, 2013, chap. XVIII, XXI et XXII.

PAUMEL (K.) and JEANNOT (J.-P.), AUGEM (J.-M.), GNANASEKARAN(T.) and SRIDHARAN (R.), MAUGET (C.), Comparative testes of two hydrogen-meter technologies in the Phenix reactor, 8th International Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Control and Human Machine Interface Technologies (NPIC&HMIT 2012).

JEANNOT (J.-P.), GNANASEKARAN (T.) *and al.*, "In-sodium hydrogen detection in the Phenix fast reactor steam generator: a comparison between two detection methods (May 2009)", Proceeding of ANIMMA International Conference, 7-10 June 2009, France.

COULON (R.), NORMAND (S.) *et al.*, "Delayed gamma power measurement for sodium-cooled fast reactors", *Nuclear Engineering and Design*, 2011, 241, pp. 339-348.

Les progrès de l'inspection en service

L'inspection en service permet de répondre à plusieurs enjeux : connaître l'état du réacteur durant son fonctionnement, pour l'exploiter au mieux dans son domaine de fonctionnement, optimiser la disponibilité du réacteur en réduisant les causes d'arrêts non programmés, et vérifier périodiquement l'intégrité des structures.

Cette possibilité d'inspection en service est aussi exigée par l'Autorité de Sécurité.

La spécificité des techniques et procédés utilisés pour inspecter les RNR-Na. Une comparaison avec les dispositifs utilisés sur les réacteurs à eau

Les réacteurs à eau sous pression (REP) constituent une référence pour les systèmes industriels de production d'énergie nucléaire. C'est pourquoi, il est intéressant de considérer les usages en vigueur en termes d'inspection en service des REP, et de les comparer avec ce qui se fait pour les RNR sodium.

Tout d'abord, la différence entre REP et RNR-Na tient à la nature du fluide caloporteur (sodium opaque et réactif, eau transparente et chimiquement neutre, sodium très bon conducteur électrique et amagnétique), mais également au niveau de température en fonctionnement et à l'arrêt (environ 200 °C pour les RNR-Na, température ambiante pour les REP), ce qui implique que les capteurs d'inspection développés pour les REP ne sont pas utilisables tels quels pour les RNR-Na.

Pour les REP, démontabilité et réparabilité des structures internes de la cuve et possibilités d'accès au générateur de vapeur, du côté primaire, facilitent notamment la mise en place du matériel d'inspection. Transparence du milieu, faible dosimétrie, milieu neutre chimiquement permettent d'effectuer des inspections de cuve sous piscine d'eau. Pour les RNR-Na, la dépose de structures immergées en sodium implique un lavage soigné pour éliminer toute trace de sodium avant intervention. La réparation *in situ* se révèle complexe et n'est envisagée qu'en ambiance gazeuse, sous cloche immergée en sodium ou après vidange.

À titre de comparaison, on propose le tableau suivant qui met en perspective des données concernant le circuit primaire d'un REP et d'un RNR-Na.

Tableau 11.

Comparaison REP / RNR-NA			
Circuit primaire		REP	RNR sodium
Caractéristiques	Épaisseur de structures	200-300 mm	40-60 mm
	Diamètre cuve principale	4,65 m*	21 m (SPX)
	Matériaux de la cuve principale	Acier ferritique	Acier austénique (316L)
	Caloporteur	Eau	Sodium
	Assemblage des internes de cuves	En grande partie démontables	Soudures
Chargement	Pression au nominal	155 bars	5 bars relatifs (liposo + sommier)
	Température de la cuve principale	290 - 325 °C	350 °C
	Température des internes	-	395 - 545 °C
	ΔT cœur	35 °C	155 °C
Défauts recherchés		Fissuration dans soudures	Fissuration dans soudures
			Déformation, perte d'épaisseur
Conditions d'inspection (cuve interne et externe)	Procédés CND	γgraphie, US focalisé sous eau	US (capteurs à développer pour le CND)
	Ambiance	Eau (chimiquement neutre)	Sodium (réactif)
	Température	Ambiante	150 - 180 °C
	Transparence (domaine du visible)	Transparent	Opaque

* Diamètre de la cuve des REP de 1 400 MWe (palier N4)

Méthodologie et définition de l'inspection en service nécessaire

L'analyse des risques de défaillance du matériel en termes de gravité des conséquences et de probabilité d'occurrence permet de définir les niveaux d'inspection nécessaires pour les différents composants du réacteur (fig. 131).

Grâce à cette approche, les inspections en service à mettre en œuvre sont sélectionnées par une analyse des modes de défaillance a priori suspectés, de manière à :

- Définir les modes d'endommagement présumés ;
- proposer les techniques d'inspection adaptées et la précision de mesure nécessaire ;
- définir les seuils d'alerte, d'arrêt et les critères d'acceptabilité (fonction de transfert entre les mesures et la grandeur concernée pour le mode d'endommagement) ;
- proposer les fréquences d'inspection adaptées (programme de contrôles périodiques).

L'approche décrite permet de choisir l'inspection en service nécessaire pour chaque structure ou composant, en adaptant les dispositions requises en termes d'essais et tests de démarrage (point zéro), de surveillance continue (y compris la comptabilisation des situations), de maintenance, et tests et inspections périodiques.

Par définition, cette approche privilégie les chargements connus, au détriment des phénomènes imprévus, au stade des études projets. Dans ces conditions, le suivi des paramètres d'exploitation, ainsi que l'intégration dans le programme d'inspections, d'examens complémentaires, sont également prévus.

Compte tenu de la variété des thématiques de l'inspection en service, la structuration suivante a été définie (fig. 132) :

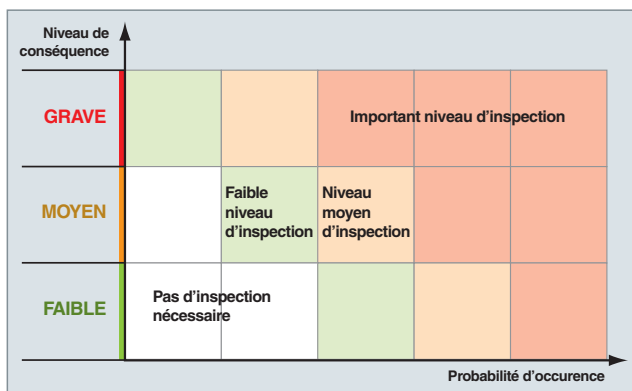


Fig. 131. Définition de l'inspection en service pour chaque structure ou composant des RNR-Na.

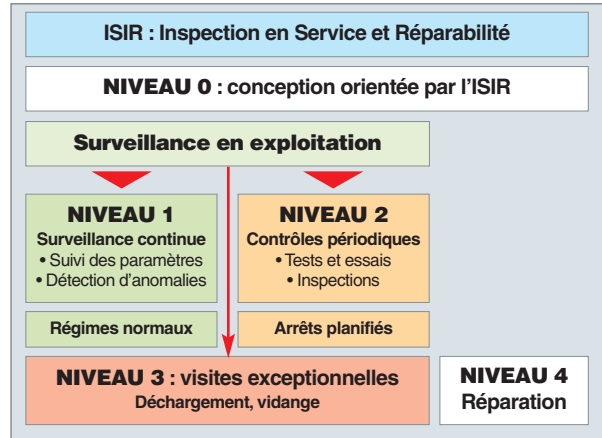


Fig. 132. Structuration des thèmes de l'inspection en service des RNR-Na.

niveau 1, surveillance continue et niveau 2, contrôles périodiques. Les niveaux 3 et 4, qui correspondent à des situations exceptionnelles ne sont pas évoqués dans ce chapitre. On notera cependant que leur prise en compte peut aussi avoir une influence sur la conception du réacteur, par exemple si la possibilité de vidange du sodium primaire, pour inspection visuelle des structures, est demandée lors des études de projet.

La surveillance continue

Les méthodes de détection et surveillance sont choisies en priorité, de manière à détecter chacun des accidents ou incidents identifiés (par exemple, ruptures de gaine, fuites sodium, bouchage d'assemblage, réaction sodium eau, etc.), afin d'en limiter les conséquences sur le fonctionnement du réacteur en puissance. Ces mesures de surveillance continue couvrent l'ensemble des grandes familles de mesures : neutroniques, thermo-hydrauliques, mécaniques et chimiques (fig. 133).

Les techniques existantes ont été testées et améliorées, lors de l'exploitation successive des RNR Sodium français.

Cela étant, et dans le cadre du projet ASTRID, des développements sont tentés pour un certain nombre de ces mesures. On citera, en particulier, les pistes suivantes :

Les mesures neutroniques directes pour contrôler et surveiller le cœur du réacteur

En complément aux chambres de mesure situées sous cuve sur les précédents réacteurs, on vise une implantation de **chambres à fission*** en cuve (fig. 134), et de réactimètres, ce qui doterait la surveillance du réacteur d'une meilleure sensibilité de réponse (par exemple, face à des accidents de remontée intempestive de barres).

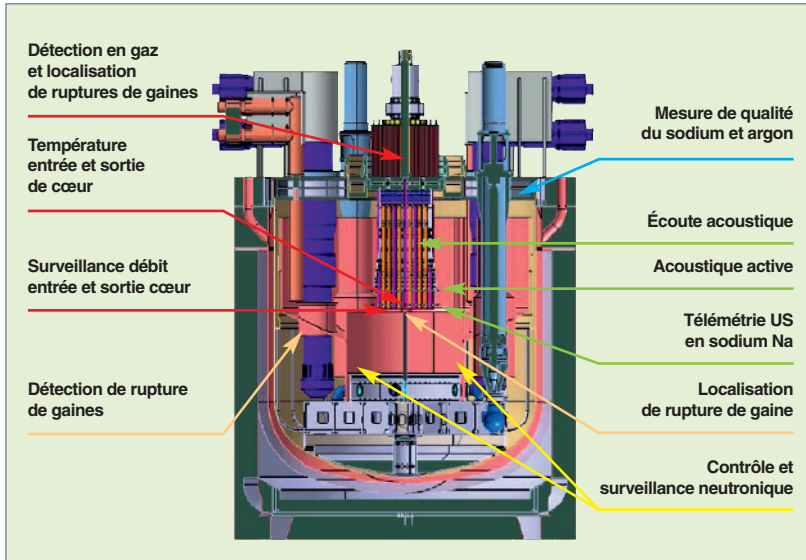


Fig. 133. Les grands domaines d'instrumentation permettant la surveillance en continu d'un réacteur rapide sodium.

La mesure des neutrons retardés*

Lorsque des produits de fission émetteurs de neutrons sont présents dans le sodium à la suite d'une **rupture de gaine*** combustible, la détection, puis la localisation de rupture de gaine, se réalisent par prélèvements de sodium dans le collecteur chaud par secteur de cœur (deux fois quatre rampes sur SUPERPHÉNIX), et analyse hors circuit (sur SUPERPHÉNIX) par comptage des produits de fission émetteurs de neutrons au moyen de chambres à He 3. L'amélioration majeure serait de disposer d'une détection intégrée dans la cuve primaire par des chambres à fission haute température pour réduire le temps de réponse (solution testée sur SUPERPHÉNIX).

L'implantation des chambres sous cuve (par ailleurs, les seules aujourd'hui opérationnelles) sera conservée pour une redondance des mesures et/ou pour des mesures post-accidentelles.

La thermométrie par plusieurs méthodes

Simple thermocouples ou fibre optique ou méthode ultrasonore (fig. 135).

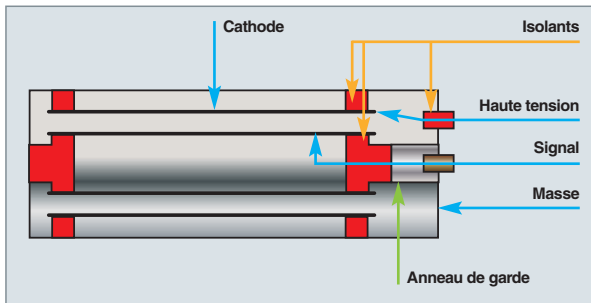


Fig. 134. Chambres à fission* haute température (type CFUC07).

La détection de certains accidents dans le cœur peut s'avérer lente, en raison de la constante de temps des systèmes de mesure basés sur l'utilisation de thermocouples situés en doigt de gants. Les améliorations nécessaires passent par l'utilisation de thermocouples à plus faible constante de temps, ou par des mesures de températures innovantes et diversifiées en sortie des assemblages combustibles : mesures ultrasonores et/ou fibres optiques à Réseau de Bragg (RB) présentant un fort potentiel d'innovation : déport de la mesure sur de longues distances (lisible par multiplexage), possibilité d'un concept multi-capteurs, petite taille (125 μm de diamètre). Ces solutions pourront convenir, sous réserve de fiabilité et de simplicité équivalente aux thermocouples classiques. Le système

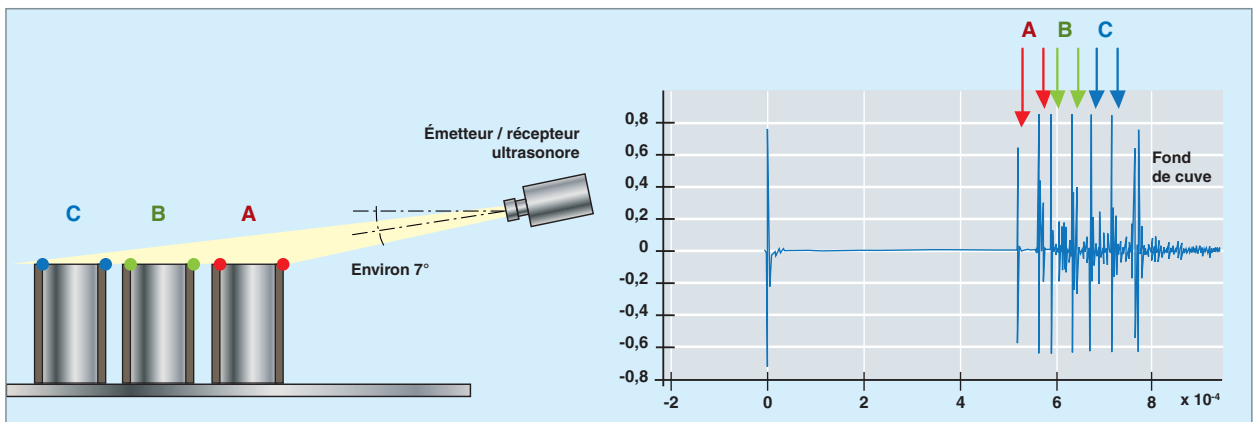


Fig. 135. Système de mesure de la température du sodium par mesure du temps de vol des ondes ultrasonores.

de traitement global des températures cœur (TRTC sur SUPERPHÉNIX) doit permettre la détection de certains accidents, tels que la **remontée intempestive de barres*** ou le **bouchage total instantané*** (BTI).

Les réseaux de Bragg pour l'instrumentation des réacteurs RNR-Na

Parmi les différentes technologies de Capteurs à Fibres Optiques (CFO), les réseaux de Bragg sont des candidats particulièrement prometteurs pour l'instrumentation des cœurs de réacteur de quatrième génération. Gravé sur une fibre optique, un réseau de Bragg réfléchit sélectivement certaines longueurs d'onde lumineuses et transmet les autres ; la longueur d'onde réfléchie renseigne sur l'état de la fibre (température, longueur), ce qui permet d'utiliser ce principe de mesure pour fabriquer des thermomètres ou des jauges de déformation (fig. 136). Les réseaux de Bragg sont utilisés depuis plusieurs décennies dans des domaines industriels variés et exigeants. Les avantages déterminants de cette technologie de mesure sont : leur immunité électromagnétique, leur faible intrusivité, des propriétés métrologiques excellentes, leur robustesse, leurs capacité à être interrogés de façon déportés et à être multiplexés (multiplexage spectral et/ou temporel) et, enfin, l'encodage spectral de l'information de mesure fournie par les réseaux de Bragg. Avec des fibres optiques modernes présentant une atténuation aussi faible que 0,2-0,3 dB/km, il est possible de concevoir un véritable réseau de capteurs basés sur la technologie des réseaux de Bragg, permettant ainsi

d'instrumenter des structures aussi complexes que des éléments de centrale nucléaire voire, une cuve de réacteur.

L'utilisation des réseaux de Bragg dans un environnement sévère comme celui des cœurs de réacteur de quatrième génération, combinant, en particulier pour les RNR-Na, des contraintes opérationnelles de rayonnement ionisant, de hautes températures (550 °C) et, éventuellement, d'immersion en milieu Sodium liquide, était encore, jusqu'à une date récente, difficilement envisageable. En effet, la signature optique d'un réseau de Bragg classique s'efface sous l'action des hautes températures : cela se manifeste par une décroissance continue de la réflectivité de la résonance de Bragg, soit une dégradation du rapport signal sur bruit. Seul le développement récent de la technique dite « de régénération » a permis de lever ce verrou. Ainsi, un test de vieillissement en haute température a permis d'établir la stabilité des réseaux de Bragg régénérés : le pic de Bragg ne s'efface pas, même au bout de 9 000 heures à 890 °C. La réflectivité tend à se stabiliser après une phase de décroissance initiale s'apparentant à un phénomène de déverminage. Ce test illustre la résistance des réseaux de Bragg régénérés à des températures bien au-delà de celles observées en cuve de réacteur Sodium, typiquement 550 °C. Les réseaux de Bragg présentent la particularité de pouvoir être multiplexés spectralement sur une même fibre optique, simplement en changeant la longueur d'onde de Bragg, caractéristique de chaque réseau, lors de leur photoinscription par laser.

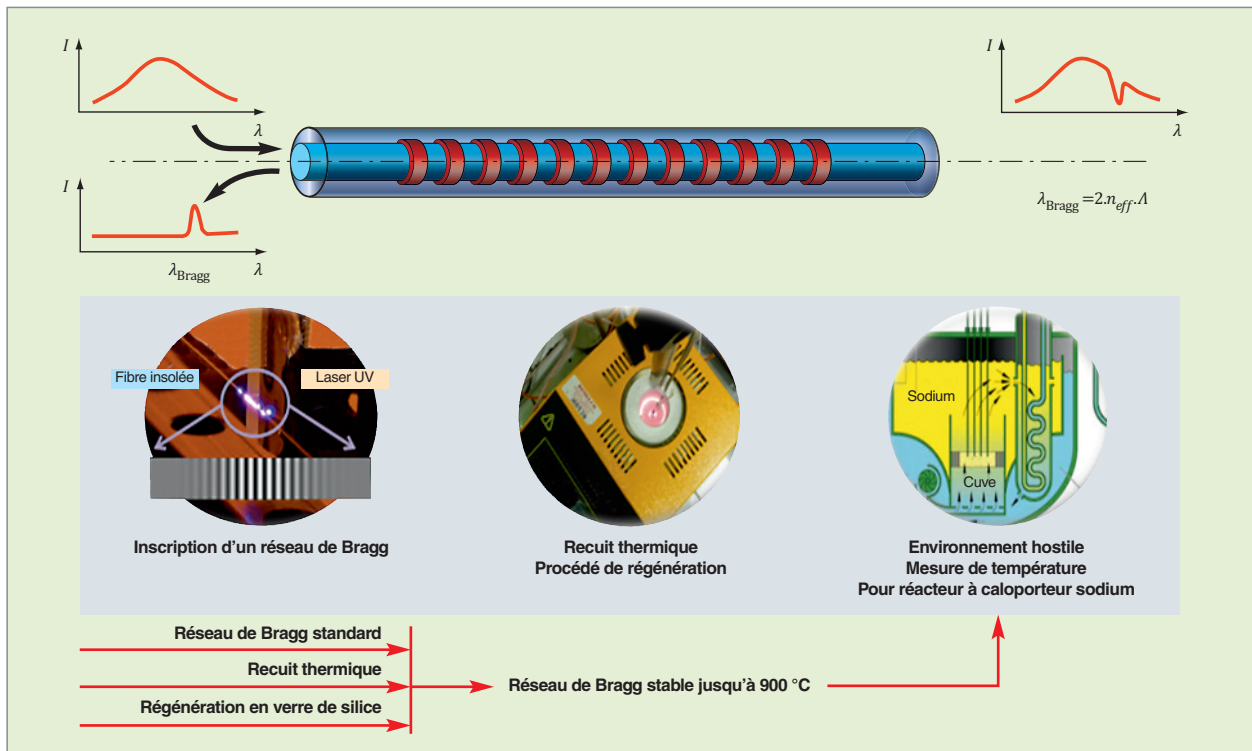


Fig. 136. Les réseaux de Bragg régénérés pour la mesure de température en cuve de réacteur à caloporteur.

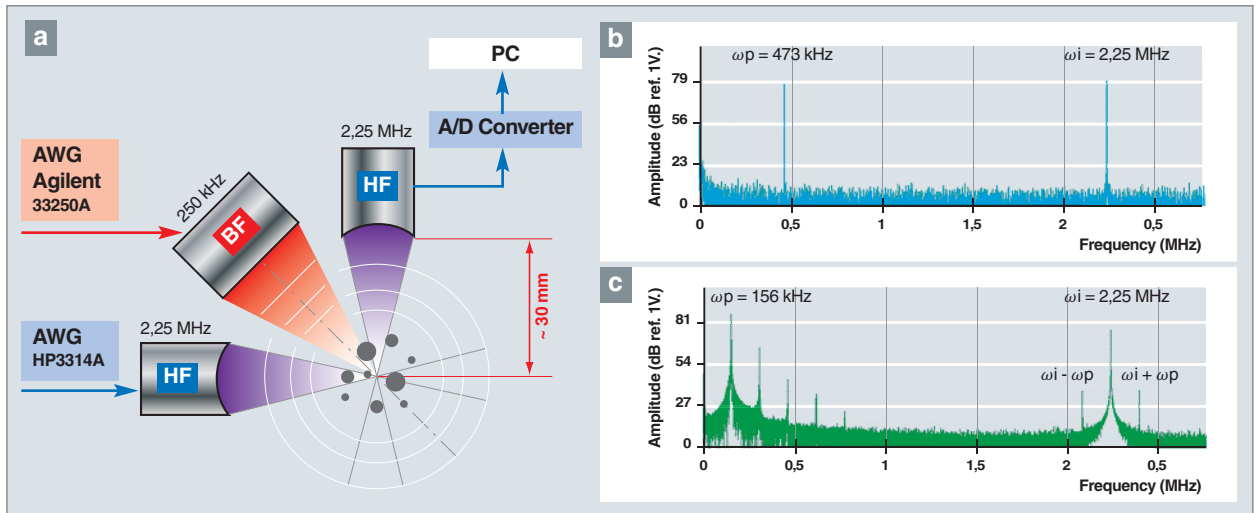


Fig. 137. Exemple de système de mesure de l'engagement du sodium (par mixage de fréquences acoustiques).
 (a) Dispositif expérimental, (b) Spectre obtenu sans bulles, (c) puis en présence de bulles.

Cette capacité de multiplexage s'applique, bien entendu, au cas des réseaux de Bragg régénérés.

Ainsi, des lignes de réseaux régénérés conditionnées en capillaire d'Inconel ont pu être testées en Sodium liquide « chaud ». Des temps de réponse inférieurs à 200 ms pour des échelons de température de 450 °C environ ont été obtenus.

En perspective, la poursuite du développement de la technologie des réseaux de Bragg régénérés pour une utilisation en RNR-Na passe par une phase de qualification en milieu nucléaire, avec, en particulier, des tests de stabilité sous radiation en haute température. Par ailleurs, l'utilisation de nouvelles techniques de fabrication des réseaux, à l'aide, par exemple, de lasers à impulsions ultra-courtes, permettra de lever certaines contraintes des réseaux régénérés, telles que la nécessité de dénuder la gaine des fibres optiques et/ou de les photosensibiliser.

Les mesures de débit de sodium, par distorsion de flux magnétique

Ce type de débit mètre a été testé sur PHÉNIX avec succès, lors des essais de fin de vie, en 2009.

La mesure de débit sodium est effectuée en sortie de chacune des pompes primaires. Cette mesure permet de surveiller non seulement le débit, quel que soit l'état du réacteur, mais conditionne aussi l'arrêt du réacteur par suivi du rapport puissance/débit. L'emploi d'un Débitmètre à Distorsion de Flux (DDF), utilisant les courants de Foucault, permet alors des implantations qui facilitent leur maintenance en fonctionnement et leur extraction, du fait de leur taille réduite.

Au-delà de cette mesure globale de débit, une cartographie des débits de sortie cœur pourrait être effectuée par l'implantation

de ces débitmètres en doigt de gant au-dessus de chaque assemblage. Le développement de cette cartographie permettrait, en complément de celle des températures, une surveillance accrue du cœur notamment au regard de toutes les situations de bouchage d'alimentation de l'assemblage. Ce serait une solution pouvant répondre à la protection du scénario hypothétique de bouchage total instantané avant percement du tube hexagonal. Les capacités d'un système de type DDF sont conditionnées par les performances (robustesse, longévité et fiabilité) de ce capteur à un emplacement sortie cœur dans les conditions de fonctionnement d'un réacteur en puissance. L'ensemble de ces mesures représente cependant un dispositif particulièrement lourd et complexe.

La détection acoustique au niveau du cœur du réacteur pour la détection précoce de phénomènes anormaux tels que **cavitation***, bouchage partiel ou bouchage total instantané (provoquant l'ébullition du sodium, lors d'un scénario d'accident associé à un défaut de refroidissement d'un assemblage combustible). Ce type de mesure n'a jamais pu être validé sur PHÉNIX, en particulier à cause des difficultés d'analyse et de discrimination au sein du bruit de fond ambiant. Mais des progrès dans les possibilités d'analyse du signal pourraient remettre ce type de mesures en valeur.

Cette même détection acoustique pourrait être développée pour la détection des réactions sodium-eau ;

La détection de la réaction sodium-eau dans les générateurs de vapeur, en détectant l'hydrogène produit, par une mesure du taux d'hydrogène dans le sodium, pourrait profiter des développements de capteurs électro-chimiques testés en fin de vie sur PHÉNIX ;

La mesure de l'engagement du sodium :

la caractérisation fine des bulles d'argon dissous dans le sodium primaire liquide, pourrait être atteinte par méthode acoustique active (fig. 137) ;

Les mesures visant à déterminer la qualité du sodium

et de l'argon de couverture, en particulier le taux d'oxygène et l'activité radioactive du sodium primaire, l'activité globale du ciel de pile (chambre d'ionisation), et isotopique par **spectrométrie gamma*** haut taux de comptage ou spectroscopie laser (*Cavity Ring Down Spectrometry*, CRDS).

À noter que détection et localisation de rupture de gaine gaz sont aussi réalisée en ciel de pile par CRDS, ou par Spectrométrie de Masse de type API-MS par gaz traceur dans des assemblages.

Les contrôles périodiques

Le but des contrôles périodiques est de vérifier le bon état des structures du réacteur.

On présente, dans la figure 138, le bloc réacteur du futur prototype ASTRID : le **circuit primaire*** de sodium est contenu dans la **cuve principale*** (doublée d'une **cuve de sécurité***) dans

laquelle un redan simple conique sépare sodium chaud et froid. La cuve est fermée par une **dalle*** supérieure dans laquelle deux **bouchons tournants*** supportent le bouchon couvercle cœur. Les structures qui participent au supportage du cœur comportent un **sommier*** et un **platelage*** qui s'appuient sur une virole cylindrique (Virole de Support du Platelage : VSP) soudée sur la partie basse de la cuve principale.

Des progrès très importants dans le contrôle des structures et composants des réacteurs rapides ont été apportés durant les opérations des réacteurs sur PHÉNIX et sur SUPERPHÉNIX. En particulier les demandes de l'autorité de sûreté, durant la réévaluation de sûreté de PHÉNIX, ont conduit à des progrès spectaculaires dans plusieurs domaines. On citera, en particulier :

- La vidange partielle du sodium primaire qui permet une inspection visuelle des structures au-dessus du cœur ;
- l'inspectabilité de soudures situées en sodium et non accessibles, grâce à des développements de mesures par ultrasons ;
- l'inspectabilité et la réparabilité de composants démontables, de soudures et de circuits secondaires.

Cela étant, et sur la base de ces progrès acquis, des développements complémentaires ont été lancés dans le cadre du projet ASTRID.

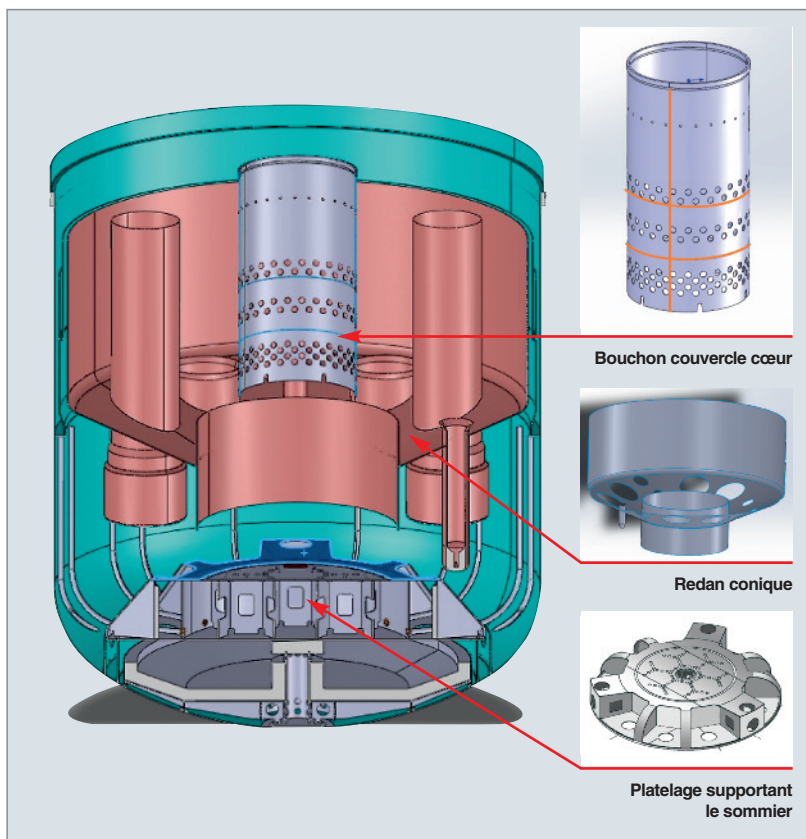


Fig. 138. Esquisse du bloc réacteur du prototype ASTRID.

Les développements en cours pour améliorer ces contrôles périodiques, sur la base de l'acquis existant, concernent cinq grandes familles de mesures : l'inspection visuelle, le contrôle non destructif surfacique, le contrôle non destructif volumique, le télémetrie et la vision ultrasonore (fig. 139) :

- L'inspection visuelle des parties émergées des structures (zone sous la dalle, d'une hauteur d'environ deux mètres, lors des arrêts), afin de vérifier leur position et leur état (détection de petites fissures ouvertes) ;
- le contrôle non destructif surfacique ultrasonore de la jupe du bouchon couvercle cœur, afin de vérifier l'absence de faïençage thermique de sa virole externe ;
- le contrôle non destructif volumique ultrasonore des liaisons soudées de nombreuses structures (recherche de fissures dans le bouchon de couvercle cœur, le platelage, le sommier, les

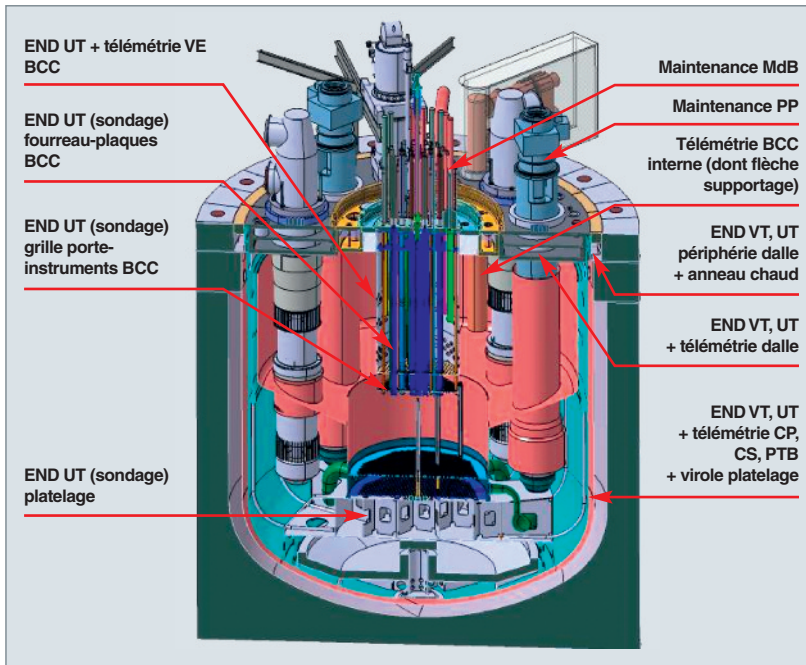


Fig. 139. Site de contrôle dans le bloc réacteur du prototype ASTRID.

pompes primaires, les cuves principale et de sécurité, la dalle, etc.), ce qui représente plusieurs centaines de mètres linéaires ;

- la télémétrie ultrasonore des structures et composants immergés en sodium, afin de vérifier leur position, avec notamment des cibles triplanes (trois plans à 120°) qui améliorent l'obtention d'échos ultrasonores ;
- la vision ultrasonore des objets immergés en sodium, afin de vérifier leur position et leur forme ; cela concerne plusieurs applications potentielles différentes : les fournitures d'images générales dans le bloc réacteur, la métrologie des surfaces immergées, la détection de fissures ouvertes, l'identification des assemblages combustibles (selon un codage à détermi-

ner), la détection de corps migrants, le positionnement des porteurs en sodium.

La première campagne de contrôle sera réalisée pendant les essais de démarrage, en conditions représentatives (structures mouillées par le sodium), avec pour objectif de définir le point zéro de l'inspection en service. Les visites en service suivantes ont pour objectif de montrer que l'intégrité des équipements reste conforme par rapport au point zéro.

Compte tenu de la complexité et de la taille du bloc réacteur, plusieurs voies sont explorées en parallèle, afin de permettre les contrôles non destructifs des structures immergées en sodium : soit depuis l'extérieur (le capteur de contrôle étant situé en gaz, entre la

cuve principale et la cuve de sécurité) – les ultrasons se propageant directement dans le sodium et/ou dans les guides d'ondes « naturels » que forment les structures soudées sur la cuve principale – soit au sein du sodium (le capteur de contrôle étant immergé) [fig. 140].

La réalisation de ces contrôles périodiques implique les développements suivants :

- Tout d'abord, le développement de transducteurs ultrasonores (émetteurs-récepteurs, fig. 141) adaptés aux contrôles non destructifs en sodium liquide, c'est-à-dire capables de fonctionner dans les conditions particulières au milieu sodium, et de délivrer-enregistrer des signaux exploitables pour les contrôles de types télémétriques et déflectométriques : la technique piézoélectrique existante TUSHT est

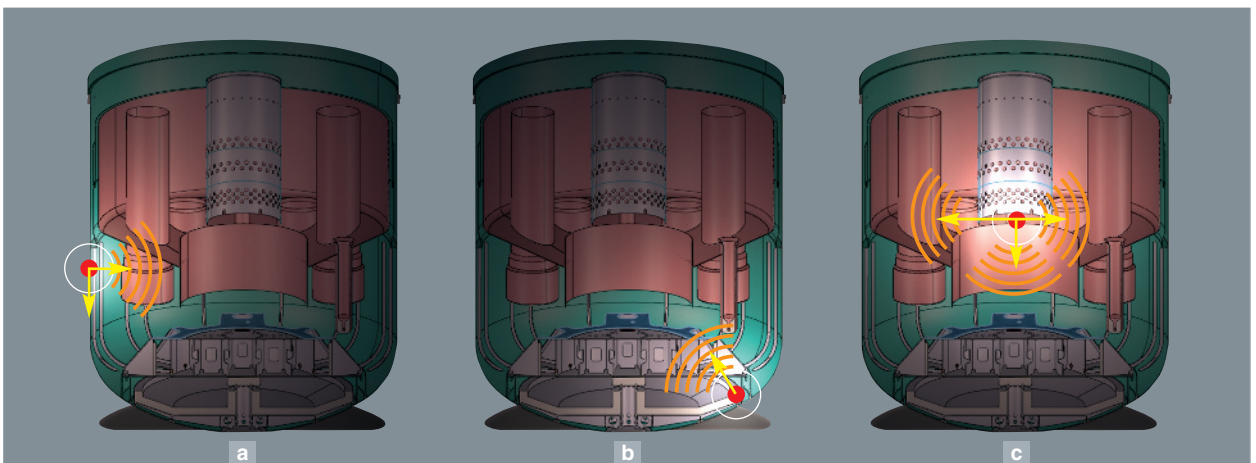


Fig. 140. Trois manières d'ausculter par ultrasons le bloc réacteur du prototype ASTRID : a) par mesure externe directe sur les soudures de la cuve ; b) par mesure externe à travers les structures soudées à la cuve ; c) par mesure interne dans le sodium, avec capteur de contrôle immergé.



Fig. 141. Transducteurs ultrasonores en sodium.

en voie de miniaturisation pour accéder au concept de capteur multi-éléments. Un autre concept électromagnétique (EMAT) constitue une alternative efficace jusqu'à 200 °C ;

- en parallèle, les procédés innovants de Contrôle Non Destructif (CND) en sodium sont développés et qualifiés, avec le soutien de la plate-forme logicielle CIVA et d'essais en eau et en sodium :

- Télémétrie ultrasonore en sodium statique isotherme à 200 °C : des essais récents avec TUSHT montrent que la mesure atteint une précision meilleure que 100 µm ;

- contrôles télémétriques et déflectométriques ultrasonores depuis l'extérieur du milieu sodium (à travers la cuve principale), ce qui permet l'utilisation de transducteurs conventionnels (hors sodium et irradiation). Lorsque des structures sont soudées sur la CP, l'utilisation de modes guidés permet le contrôle de soudures éloignées de plusieurs mètres ;

- « visualisation » en sodium : plusieurs stratégies sont étudiées selon les différentes applications, qui impliquent de disposer de transducteurs ultrasonores performants (multi-éléments miniaturisés) et de réaliser un traitement poussé du signal (fig. 142).

- Le développement de porteurs en sodium adaptés, de type poly-articulés, est en cours. Des briques technologiques sont en phase de conception pour être testées en sodium (liaison étanche rotative, rotule, roulements, motorisation *in situ*...).

L'inspection en service des réacteurs rapides au sodium repose sur une instrumentation très diverse, déjà largement mûrie grâce au retour d'expérience des anciens prototypes, de RAPSODIE à PHÉNIX et SUPERPHÉNIX. Des progrès très importants ont, en particulier, été obtenus lors des travaux de réévaluation de sûreté du réacteur PHÉNIX.

Stimulés par le projet ASTRID, des développements ont été lancés pour développer de nouveaux instruments qui devront s'appuyer sur les progrès de la technologie, en ces domaines.

François BAQUÉ,
Gilles RODRIGUEZ
et Jean-Philippe JEANNOT,
Département de technologie nucléaire

► Bibliographie

CHAMPIGNY (F.), « Inspection en Service des REP », *Techniques de l'Ingénieur*.

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

« Intelligent sodium instrumentation » – AIEA TECDOC 907 (p. 177)

« ASME Boiler and Pressure Vessel Code. Section XI : In-Service Inspection of Nuclear Power Plant Components ».

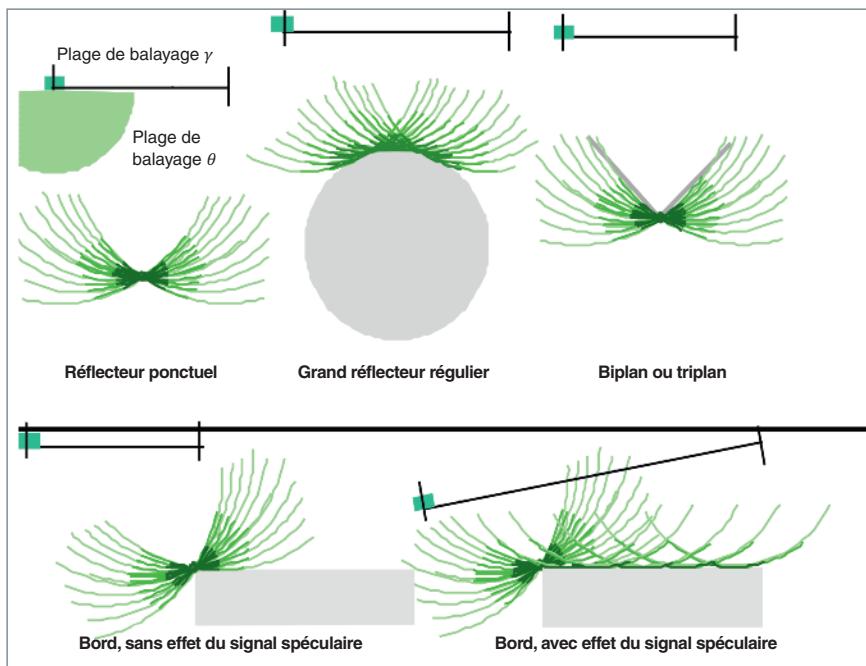


Fig. 142. Visualisation ultrasonore en sodium.

Les matériaux du réacteur rapide sodium

Dans ce chapitre, après avoir décrit les principaux composants et matériaux associés retenus ici, du fait de conditions de service particulièrement sévères et nécessitant donc des études métallurgiques spécifiques, nous dressons un bilan des programmes de R&D destinés à qualifier les différents matériaux candidats, au premier rang desquels nous citons le 316LN et le T91 pour les structures hors cœur et pour les assemblages du cœur, le couple de matériaux de référence EM10 pour le TH et AIM1 pour la gaine, ainsi que les améliorations envisagées pour le gainage : AIM2 et ODS base fer.

Composants, conditions de service et matériaux

Le schéma de la figure 143 décrit les composants qui nécessitent une attention particulière, du point de vue de leur tenue en service, et les matériaux utilisés pour leur fabrication. Il faut d'ores et déjà distinguer les structures fixes qui, comme les cuves ou les structures de supportage cœur doivent durer la

vie du réacteur, soit soixante ans, des autres structures hors cœur qu'on pourrait changer occasionnellement et, enfin, des structures de cœur qu'on change de façon programmée.

Structures hors cœur

Parmi les structures fixes dites « froides » car fonctionnant à la température d'entrée sodium, on citera particulièrement la **cuve principale*** soumise à des critères stricts d'absence de déformation et de **fluage*** et les structures de supportage du cœur qui, compte tenu de la proximité du cœur, devront, de plus, résister à une faible mais significative irradiation neutronique. Le matériau commun à toutes ces structures est le 316LN (tableau 12) à bas carbone (L) et azote contrôlé (N) qui offre, comme l'indique l'expérience acquise sur RAPSODIE et PHÉNIX, le meilleur choix possible vis-à-vis de la prévention, sur le plus long terme possible contre le risque de fragilisation excessive en service et qui présente une excellente compatibilité avec les conditions d'environnement neutronique et physico-chimique. Les basses teneurs en carbone minimisent le

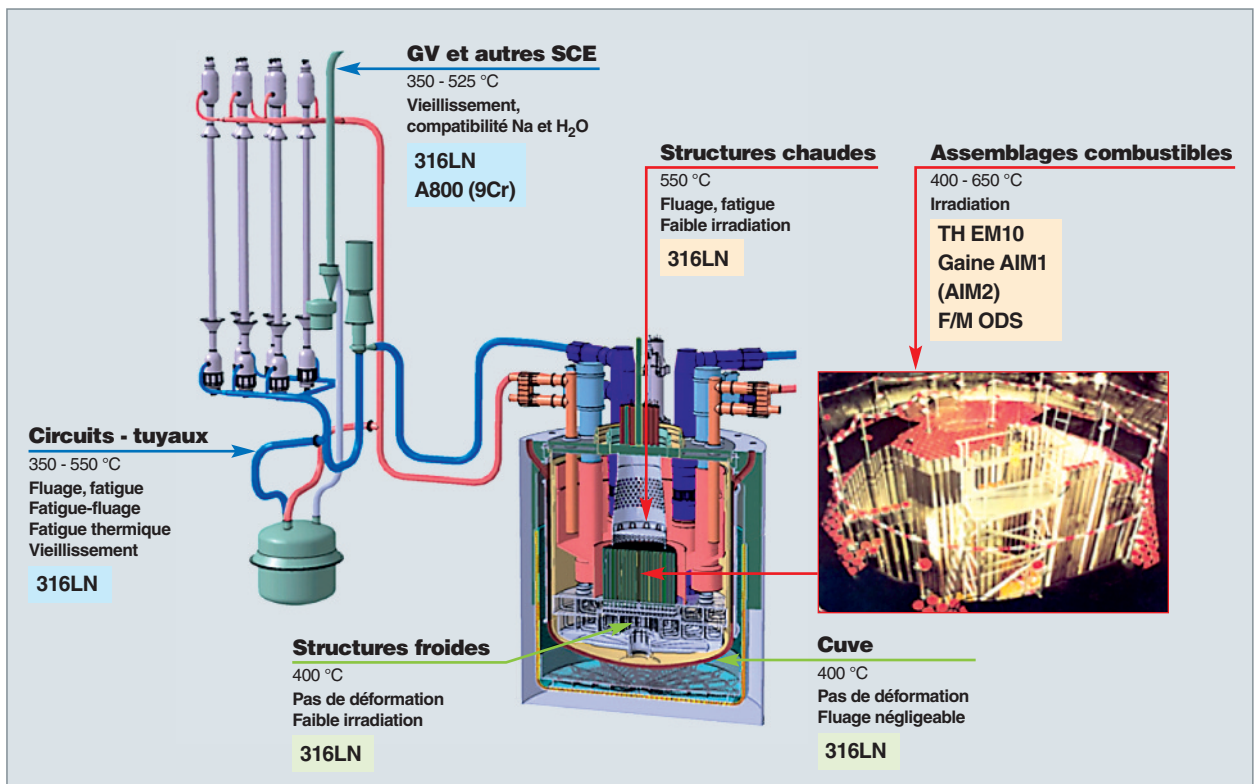


Fig. 143. Schéma décrivant les composants d'un RNR-Na, les principales sollicitations auxquelles ils sont soumis et les matériaux correspondants.

Tableau 12.

Composition chimique des principaux matériaux étudiés												
Composition chimique (% pds)		C	Cr	Ni	Mo	Mn	Si	Ti	Nb	N	P	B
Structures hors cœur	316 LN (austénitique)	<0,03	17,5	12,3	2,5	1,8	<0,5	-	-	0,07	<0,030	<0,002
	T91 (martensitique)	0,10	9	<0,4	1	0,5	<0,5	-	0,08	0,05	<0,02	0,004
Matériaux de TH	EM10 (martensitique)	0,11	8,8	0,18	1,1	0,5	0,37	-	-	0,02	-	-
	F17 (ferritique)	0,06	17,3	0,1	-	0,4	0,35	-	-	0,03	-	-
Matériaux de gaine fissile	AIM1 (austénitique)	0,10	15	15	1,5	1,6	0,9	0,4	-	-	0,045	0,006
	DS4 (austén. avancé)	0,06	15	25	1,3	1,5	0,82	0,12	0,13	0,02	0,029	0,004
	ODS CEA (ferr.-mart.)	0,03-0,09	9-18	-	W=1-2	-	-	0,2-0,4	-	-	Y203-0,5	-

risque d'évolution structurale et de sensibilisation à haute température et d'autre part les impositions serrées en bore et phosphore sont destinées à se prémunir du risque de fissuration à chaud en zone affectée thermiquement lors du soudage. Par ailleurs, l'addition contrôlée d'azote permet en outre d'améliorer les propriétés mécaniques et au final, les spécifications ont été resserrées pour améliorer aussi la résistance au vieillissement thermique. Parmi les structures chaudes exposées directement au sodium sortant du cœur on s'intéressera particulièrement aux structures internes supérieures du **bouchon couvercle cœur*** (BCC) et aux tubes d'échangeurs intermédiaires. Pour le BCC, les principaux problèmes à résoudre sont principalement liés à la tenue en fluage et fatigue-fluage des matériaux en présence d'une éventuelle fragilisation par l'He produit par réaction de transmutation⁶.

À la sortie du bloc réacteur, les tuyauteries des circuits secondaires doivent résister à des sollicitations mécaniques diverses (poids, séisme, expansion, transitoires thermiques) qui nécessitent des bonnes propriétés de fluage, de fatigue-fluage et de **fatigue thermique***. Aujourd'hui, le matériau de référence est là encore le 316LN. Pour le GV en hélice, les tubes d'échange sont en alliage 800. Cet alliage a été largement étudié dans les années 80, mais seules des données à court terme existent, et il faut établir son comportement pour une application sur de longues durées [1]. S'agissant du générateur de vapeur (GV) à tubes droits, le passage au 9Cr au lieu du 316 conduit à une réelle amélioration du dessin et à une réduction significative des quantités d'acier à utiliser. Mais, des incertitudes demeurent sur certaines propriétés de l'acier 9Cr, en particulier son adoucissement cyclique sur lequel nous reviendrons.

Structures de cœur

Nous nous intéresserons ici principalement à l'assemblage combustible dont les composants principaux sont les **gainés*** renfermant la matière fissile qui constituent la 1^{re} barrière de confinement et le **tube hexagonal*** qui contient le faisceau d'**aiguilles*** combustibles (voir *infra*, p. 143-153, le chapitre intitulé : « Le combustible du RNR-Na »). L'un et l'autre sont

soumis à un intense dommage d'irradiation exprimé en **dpa*** (déplacement par atome) dans un domaine de température allant de 400 à 550 °C pour le TH et jusqu'à 650, voire 700 °C en point chaud pour la gaine en conditions nominales. Leur intégrité mécanique, leur compatibilité physico-chimique et leur stabilité dimensionnelle doivent être garanties en toute circonstance. Dans un tel domaine de température de service, et compte tenu des environnements spécifiques à chaque structure (Na pour le TH et Na + (UPu)O₂ pour la gaine), les phénomènes de vieillissement sous forte irradiation neutronique (**gonflement***, fluage, fragilisation) qui se produisent dans les aciers de structure obligent l'exploitant à débarquer l'assemblage vers l'usine de retraitement avant que tout le combustible qu'il renferme ne soit brûlé. On voit donc bien là tout l'intérêt à développer et qualifier des matériaux les plus résistants possible à ces conditions de service.

Pour le TH, le matériau de référence est l'EM10, un acier martensitique à 9Cr 1Mo voisin du T91 (tableau 12) envisagé comme matériau de remplacement pour le GV tube droit. Il est plus élémentaire que ce dernier, puisqu'il ne comporte pas d'élément stabilisant comme le Nb. Sa tenue mécanique jusqu'à 550 °C est suffisante pour le tube hexagonal et comme toutes les matrices ferritiques-martensitiques à structure cristalline cubique centrée, sa résistance au gonflement et fluage d'irradiation est excellente. Dans cette nouvelle famille, il est en outre le plus stable sous irradiation et ne présente pas la fragilisation excessive sous irradiation des ferrites à fort Cr, comme dans le cas du F17 utilisé initialement.

Pour la gaine, le matériau de référence est actuellement l'AIM1 (tableau 12), un acier austénitique stabilisé au Ti de la même famille que celle des aciers de type 316 mais dont on a optimisé à la fois les éléments majeurs (rapport Ni/Cr ~ 1) et les éléments d'addition (C, Ti, Si, P, rapport de stabilisation Ti/C) pour obtenir la meilleure résistance au gonflement (le problème essentiel des aciers austénitiques utilisables en cœur), tout en s'assurant de propriétés mécaniques et physico-chimiques adéquates pour l'application.

Aujourd'hui, c'est le gainage AIM1 qui limite le **taux de combustion*** à une dose maximale sur les structures d'assemblage d'environ 110 dpa, mais c'est bien davantage qu'il faut

6. Ni 59 (n, γ) Ni 59 et Ni 59 (n, α) Fe 56. La création d'He est comprise entre 0,5 et 50 ppm d'He/dpa.

drait assurer (180, voir 200 dpa) pour atteindre les objectifs de rentabilité d'un cœur filière. Le gap est d'autant plus difficile à franchir que, par rapport à l'expérience PHÉNIX ou SUPERPHÉNIX, les caractéristiques des cœurs actuellement à l'étude pour ASTRID impliquent des contraintes supplémentaires sur les matériaux utilisés, notamment sur la résistance au gonflement des aiguilles fissiles. En effet, la compacité du faisceau d'aiguilles combustibles est plus importante à cause d'un rapport diamètre gaine/fil voisin de 10, ce qui impose de faibles déformations en service pour éviter toute perturbation hydraulique rédhitoire. Comme nous le détaillons par la suite, d'autres matériaux de remplacement sont envisagés pour augmenter la durée de vie de la gaine : à moyen terme et pour une première amélioration du taux de combustion, un acier austénitique avancé, l'AIM2, qui constituera l'ultime optimisation dans la famille austénitique, puis à plus long terme un acier ferritique-martensitique renforcé par dispersion d'oxyde (ODS) pour atteindre les objectifs ambitieux de la filière.

Le comportement des matériaux de structures hors cœur

Dans ce paragraphe, nous évoquons les grandes lignes de la R&D développée en France pour qualifier les propriétés des matériaux de structure les plus importantes, en tentant d'établir, lorsque cela est possible, la comparaison entre l'actuel 316 de référence et le T91 considéré, pendant plusieurs années, comme possible matériau de remplacement pour certaines structures. Pour plus de détails sur ces programmes matériaux, on pourra se référer à deux synthèses qui ont été publiées en 2012 et 2013 [1a et b].

Les propriétés de fluage, fatigue et fatigue-relaxation

La maîtrise de ces propriétés est essentielle pour garantir la tenue sur soixante ans des structures fixes.

S'agissant tout d'abord du fluage thermique, nous possédons maintenant une importante base données qui permet de comparer le comportement des deux types de nuances : nous voyons sur la figure 144, que la résistance au fluage du 316, suffisante pour les applications proposées, est meilleure que celle du T91 mais dans cette famille de nuances ferritiques-martensitiques, des améliorations sont possibles, comme le montrent les résultats de l'HCM12A, un acier à 12Cr optimisé fluage.

Les tests de laboratoire sont réalisés, en général, avec des contraintes relativement élevées, comparativement aux sollicitations réellement vues en service, ce qui implique de devoir réaliser des extrapolations des lois aux basses contraintes. Un tel exercice risque de ne pas être **conservatif***, comme le montre la figure 144b car, dans ce domaine de contrainte et de long temps de vieillissement, un nouveau mécanisme de fluage prend le relais. Toute la pertinence de la prévision de comportement à soixante ans des structures fixes réside donc dans la bonne connaissance et la modélisation des différents mécanismes de vieillissement [3]. À cette fin, nous privilégions maintenant l'étude de la microstructure d'échantillons flués pendant des temps de plus en plus longs. L'observation d'échantillons flués pendant vingt ans permet ainsi nous permettre de mieux fiabiliser nos prévisions de comportement. La modélisation micromécanique du fluage à très long terme prend en compte deux modes principaux d'endommagement : la striction pour les temps intermédiaires et l'endommagement intergranulaire avec cavitation pour les temps plus longs.

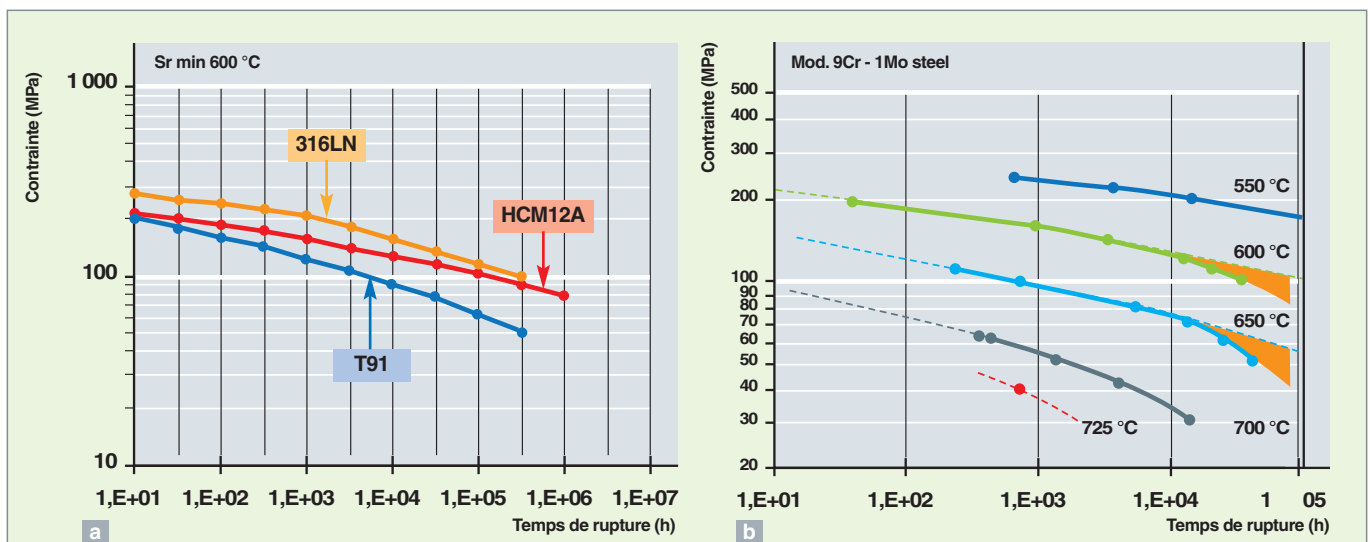


Fig. 144. Propriétés de fluage thermique des aciers austénitiques et ferritiques-martensitiques (a) et limite d'extrapolation des lois tirées de tests sous fortes contraintes pour les aciers 9Cr (b).

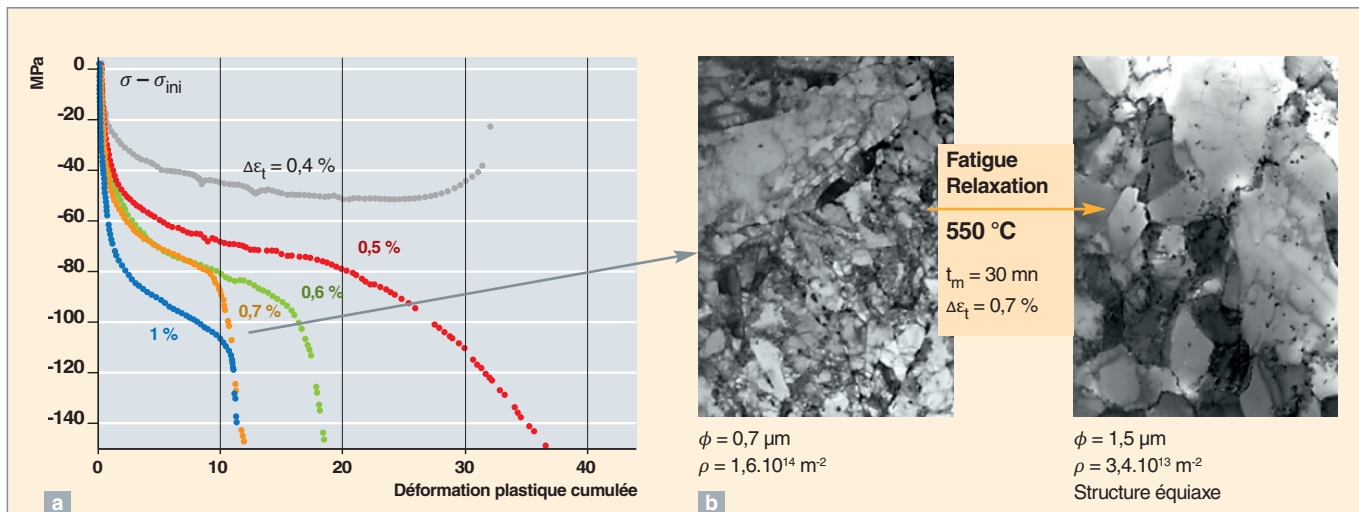


Fig. 145. Essais de fatigue-relaxation montrant l'adoucissement* progressif, au fil des cycles de fatigue (a) et l'évolution structurale correspondante (b).

Concernant les propriétés de fatigue et de fatigue-fluage [4-7], les courbes de WOHLER caractérisant les nombres de cycles à rupture ne permettent pas de discriminer les deux matériaux qui semblent équivalents. En fait, il existe une différence essentielle entre eux: pendant le cyclage, le 316 consolide, alors que le 9Cr s'adoucit progressivement au fil des cycles, comme le montrent les caractérisations en fatigue et fatigue-relaxation des figures 145(a) et (b). Il s'agit là d'une caractéristique très importante à la charge du 9Cr qui se trouve, de ce fait, fortement pénalisé pour l'application considérée et qui explique l'actuelle tendance au repli généralisé vers le 316LN pour les structures fixes et l'alliage 800 pour les GV.

Compatibilité physico-chimique avec le sodium

Les nuances d'aciers austénitiques de type 316L(N) bénéficient d'un large retour d'expérience [8] et présentent une très bonne compatibilité dans un environnement sodium. Cependant, la prédiction du comportement à long terme, ou lors de transitoires chimiques, repose encore sur des approches globalement empiriques. Les quelques éléments de comparaison avec des échantillons issus de boucles d'essais ou de réacteur sur des durées significatives (105 h) montrent une tendance à sous-estimer ces effets, d'où la nécessité de poursuivre les investigations. En effet, les premiers résultats des essais de longue durée (5 000 h, 550 °C) sur l'acier 316LN effectués dans l'installation « CORONA » suggèrent un processus de corrosion complexe qui nécessite d'être approfondi: la formation d'une couche de chromite de sodium à l'interface Na/métal produit une couche appauvrie en chrome en dessous de laquelle se développe une troisième couche d'acier carburé, présentant une augmentation significative de la dureté. À long terme, la couche de chromite de sodium pourrait être sensible à l'érosion et, par ailleurs, la croissance de ces couches pourrait entraîner un effet d'émission

de l'interface, libérant potentiellement des particules d'acier de la taille du micromètre. Coté 9Cr, on ne dispose pas du même retour d'expérience, aussi des essais spécifiques sont-ils en cours à Saclay, dans « CORONA » [9].

Les premiers résultats d'immersion (5 000 h, 550 °C) en sodium statique montrent que si les phénomènes identifiés sur acier 9 %Cr semblent similaires au 316 LN (figure 146), par contre l'épaisseur des couches oxydées, déchromées et carburées est plus importante sur le 9Cr. Des essais complémentaires de durée plus importante et en sodium dynamique sont mis en œuvre pour mieux asseoir la prédiction du comportement en corrosion en sodium des aciers 316LN et 9Cr.

Le risque de corrosion sous contrainte (CSC) en milieu caustique (solution aqueuse de soude) peut être rencontré en cas d'entrée d'air humide dans un composant ou circuit à l'arrêt, lors de travaux ou de réparation sur un circuit sodium vidangé.

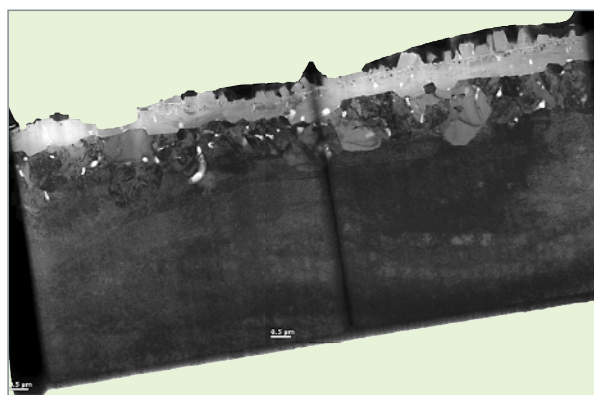


Fig. 146. Image MET en champ clair de la surface d'un échantillon de 316LN immergé 5000 heures à 550 °C dans du sodium, avec environ 40 ppm d'oxygène.

Cette fissuration apparaît lorsque trois conditions sont réunies:

- La présence de contraintes (même faibles) ;
- la présence de soude aqueuse (réaction entre le sodium résiduel et l'eau en excès) ;
- le maintien dans un domaine de température à risque, en fonction du matériau.

L'exemple le plus frappant concernant le réacteur PHÉNIX est le cas de pièces de pompe primaire où elle a été identifiée sur des pièces massives, à la suite de séquences de lavage et de remises en réacteur. L'expertise montrera que l'initiation s'est produite dans des trous borgnes mal séchés après lavage et avant remontage. La présence concomitante de contraintes sur les pas de vis et de soude piégée dans ces trous, a conduit à des fissures dont certaines traversaient des pièces de quinze centimètres d'épaisseur [8].

Les données existantes sur les aciers à 9Cr sont peu nombreuses mais font état d'un domaine de sensibilité à des températures plus faibles que pour les aciers austénitiques. Pour compléter ces données éparses, un programme d'études dédiées au T91 a été lancé en collaboration avec EDF et AREVA, pour étudier la sensibilité à la corrosion sous contrainte. Les résultats obtenus montrent une faible sensibilité du T91 à la CSC : peu ou pas de fissures observées, et si présence de fissures, les vitesses de propagation sont significativement plus faibles que pour l'acier 2¼ %Cr.

Le comportement des matériaux de cœur

Dans ce chapitre, après un rapide survol de la R&D matériaux développée depuis les années 70, nous proposons de faire un bilan des actions engagées sur les matériaux de référence et leur remplacement possible par des nuances plus avancées.

Historique de la R&D développée en France sur les matériaux de cœur rapide ayant abouti à l'actuel AIM1 et préparé l'émergence d'une nouvelle R&D

Depuis la fin des années 60, d'abord avec RAPSODIE (de 1967 à 1982), puis avec PHÉNIX (de 1973 à 2009) et SUPERPHÉNIX (1986 à 1998), la R&D sur les matériaux de structures de cœur RNR-Na s'est orientée vers la définition et la qualification d'un matériau de référence fabricable et reproductible industriellement [10]. L'acier 316 fut le premier matériau de référence pour RAPSODIE et PHÉNIX. Les gaines étaient à l'état hyperecroui, puis **écroui*** et les tubes hexagonaux à l'état écroui⁷. Le passage aux aciers stabilisés écrouis, 316Ti puis 15/15Ti, a permis de se prémunir définitivement

de tout phénomène type **gonflement*** de 2^e « bosse », gonflement se manifestant au-delà de 550 °C avec une cinétique très rapide. Ne subsistait alors que le premier régime de gonflement, entre 400 et 550 °C, qui fut étudié en détail afin d'améliorer progressivement et constamment le comportement de ces matériaux. Ainsi, une solide connaissance de l'influence des variables métallurgiques (composition chimique, traitements thermomécaniques de la gamme de fabrication) et des paramètres d'irradiation (dose et flux neutroniques, température d'irradiation, contrainte, gradient thermique dans l'épaisseur de la gaine) [11] a permis de reculer constamment le seuil de gonflement dans cette classe de matériaux.

La R&D matériaux a connu un grand succès comme l'illustre la figure 147. Celle-ci montre, en effet, avec la figure 147a [8] les progrès accomplis sur PHÉNIX en matière de taux de combustion, progression qui s'explique notamment (figure 147b) par la qualification de matériaux de gainage de plus en plus performants. Au final, les optimisations successives ont conduit à la spécification AIM1 qui concrétise l'ensemble des connaissances acquises à ce jour pour réduire le gonflement des aciers austénitiques de type 316 et 15/15Ti : elle porte à la fois sur une optimisation de la composition chimique de la matière de base et sur une meilleure définition de la gamme de fabrication industrielle, celle-ci devant passer par des traitements thermomécaniques spéciaux permettant de produire une microstructure bien optimisée vis-à-vis de la résistance au gonflement sur le produit final. Cela a été mis en évidence grâce au retour d'expérience PHÉNIX de plusieurs irradiations expérimentales de gaines fissiles en assemblage et en capsule (MONOCLE, BOITIX-9, CHARLEMAGNE, OLIPHANT1 et 1^{bis}, ÉCRIN), ainsi que sur échantillons irradiés en capsule matériaux telle que SUPERNOVA que nous évoquons plus loin. Pour le tube hexagonal, le passage aux aciers ferritiques-martensitiques qui gonflent très peu (fig. 147b), et après une sélection opérée sur plusieurs nuances à différents teneurs en Cr, a permis de spécifier un acier martensitique à 9 %Cr et 1 %Mo, l'EM10 voisin du T91 mais sans addition de Nb, qui apparaît comme le matériau le plus stable sous irradiation dans cette famille de matériaux [12].

Dans les années 2000 la R&D matériaux connut une accélération dans l'innovation car elle dut relever les importants défis matériaux que posait la 4^e Génération de réacteurs et, parmi eux, plus particulièrement au CEA, les réacteurs à gaz RTHT et RNR-gaz fonctionnant à très haute température. Au cours de cette période très féconde, de nouvelles compétences sur les bases métalliques réfractaires, ainsi que sur les composites C/C et CMC ont vu le jour au CEA. Elles permettent aujourd'hui d'établir la faisabilité préliminaire d'un gainage réfractaire et étanche en SiC/SiC susceptible d'applications

7. Le taux d'écrouissage obtenu lors de la dernière passe de filage des tubes est de 15 à 25 %.

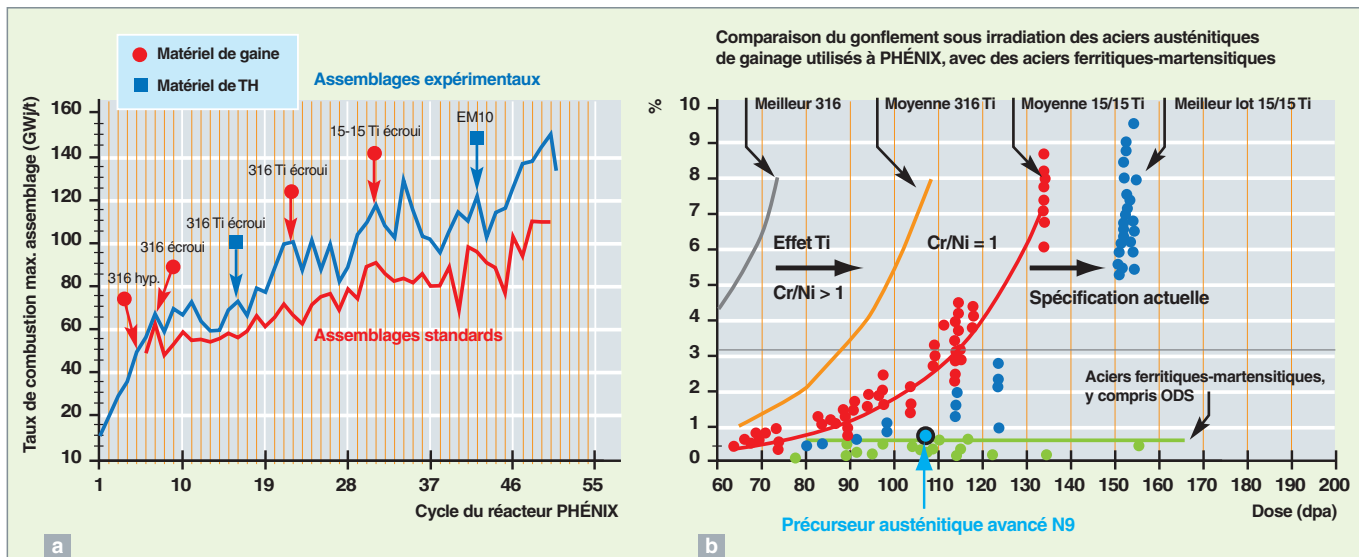


Fig. 147. Évolution du taux de combustion du cœur PHÉNIX (a) et évolution du gonflement des différents matériaux de gaine* et de tube hexagonal* PHÉNIX (b).

diverses sous irradiation à haute température [13]. Les composites C/C et CMC sont également envisageables pour le tube hexagonal, puisque la fabricabilité d'un brevet CEA de tube hexagonal hybride à partie courante en SiC/SiC et à armature métallique conventionnelle [14] a pu être démontrée.

Dès 2007 et en parallèle aux recherches sur la gamme gaz, la R&D sur les matériaux pour RNR-Na innovant fut relancée et donc tout particulièrement, celle sur les aciers ferritiques-martensitiques renforcés par dispersion d'oxyde appelés communément « ODS* », car aujourd'hui ce sont les seuls matériaux susceptibles d'atteindre les objectifs filière et bénéficiant d'un REX suffisant. Mais, c'est dans le cadre actuel du projet ASTRID que la priorité des études est donnée à la réactivation

des compétences sur les matériaux de référence des premiers cœurs, notamment en matière de fabrication/assemblage des aiguilles et des tubes hexagonaux, ainsi que sur leur caractérisation/modélisation en conditions de service.

Pour plus de détails sur le programme R&D développé actuellement sur les structures de cœurs, on se référera à la note de synthèse [2].

Ces études seront également engagées dans la perspective d'une future spécification d'AIM2, ultime phase d'amélioration du comportement sous irradiation des aciers austénitiques obtenue dans une matrice encore plus riche en Ni et plus pauvre en Cr. Les limites de telles évolutions restent à définir, la condition étant qu'elles soient sans effet rédhitoire sur les propriétés mécaniques et physicochimiques.

À cette fin, l'exploitation de l'expérience SUPERNOVA, qui contient un grand nombre de nuances d'aciers austénitiques avancés, va permettre de mieux préciser l'optimisation recherchée. D'ores et déjà, les résultats obtenus confirment les prévisions de comportement en gonflement (figure 148) et de propriétés mécaniques.

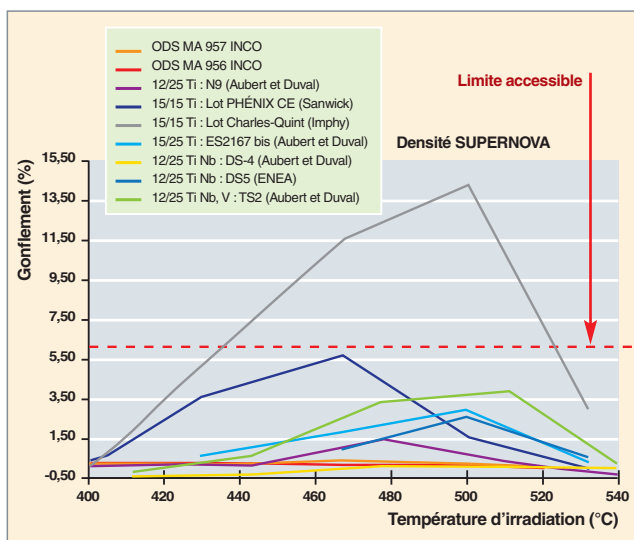


Fig. 148. Expérience SUPERNOVA, capsule PHÉNIX contenant la plupart des matériaux optimisés en cours d'étude, aujourd'hui.

non pas par fusion mais par mécanosynthèse et nécessitant des techniques pointues de métallurgie des poudres dont la maîtrise est essentielle pour l'obtention des propriétés adéquates. D'ailleurs, les 1^{res} nuances belges DT & DY, qui ont été fabriquées sous forme d'aiguilles fissiles (assemblages IDE-FIX 1 & 2 sur PHÉNIX), avaient révélé dans les années 80 un comportement fragile réhibitoire sous et après irradiation [17]. Afin de résoudre ce problème et de démontrer, par ailleurs, la faisabilité industrielle de ce type de nuance très difficile à fabriquer selon des procédures industrielles éprouvées et robustes, plusieurs programmes ont suivi dans les années 90 : sur des nuances industrielles ferritiques d'abord (ODSMA957, MA956, PM2000), puis sur des nuances martensitiques CEA expérimentales, travail qui a permis de rétablir la fabricabilité des ODS martensitiques et de déposer un brevet CEA, en conséquence [18]. Ces premières études ont permis d'asseoir notre compétence sur le design et la fabrication des ODS ferritiques-martensitiques et de préparer la phase actuelle de développement des ODS nanostructurés.

Depuis 2007, le programme de R&D comporte trois nuances, une nuance martensitique 9Cr et deux nuances ferritiques 14 et 18Cr (choix de l'une d'entre elles, en 2012) sur lesquelles nous étudions le cycle complet de vie du matériau : fabrication / assemblage, caractérisation / modélisation hors irradiation, irradiations expérimentales / simulation d'irradiation, caractérisation / modélisation post-irradiatoires, qualification de l'aval cycle et, enfin, sélection / spécification d'une nuance à l'horizon 2020. Comme il n'existe pas aujourd'hui de fournisseur industriel d'ODS, le CEA a dû concevoir et réaliser les étapes les plus importantes de la fabrication des différentes nuances du programme. Celui-ci s'est focalisé, dans un premier temps, sur la compréhension du comportement des produits pleins, barres et largets, puis des premiers tubes fabriqués. Plusieurs thèses ont été consacrées à ce vaste programme [19-24]. Il en ressort que les matériaux CEA sont de très bonne facture, si l'on compare les résultats obtenus à ceux de la littérature internationale en terme de résistance,

mais présentent un comportement caractéristique d'une fin de vie brutale car ne présentant pas de fluage tertiaire (fig. 149). Ce point critique pour le dimensionnement des aiguilles fait actuellement l'objet d'un effort particulier de compréhension.

En parallèle, des améliorations sont en cours pour optimiser les étapes de la fabrication et permettre d'obtenir des matériaux encore plus performants en termes de résistance au fluage, ductilité et ténacité. Sur les bases de deux précédentes thèses [25-26] consacrées à la fabrication d'acier martensitiques et ferritiques ODS, une étape importante a été franchie avec la compréhension des évolutions microstructurales pendant la mise en forme de tubes des nuances ODS actuelles [27]. La maîtrise des gammes de transformations afin d'obtenir des tubes avec une microstructure adaptée est, en effet, un enjeu majeur.

- **Pour les nuances ferritiques**, il est décidé de se limiter à des nuances ne dépassant pas 14 % de chrome. Suivant les résultats des vieillissements thermiques, et aussi après irradiation, il faudra peut-être envisager de baisser encore cette teneur, du fait d'une fragilisation post-irradiatoire potentielle qui pourra être évaluée grâce au retour d'expérience de deux irradiations en RNR : MATRIX sur PHÉNIX et TIRAMISU dans BOR-60. Les microstructures des tubes ne sont pas encore optimisées. Des améliorations s'appuyant sur une recristallisation primaire sont envisagées, accompagnées d'une diminution de la quantité d' Y_2O_3 introduite au cobroyage pour faciliter la recristallisation.

- **Pour la nuance martensitique ODS Fe-9Cr-1W**, dont le développement est plus avancé et qui semble être plus tolérant, la gamme mise en œuvre permet d'obtenir un matériau dont la déformabilité et les caractéristiques mécaniques à chaud sont au moins aussi bonnes que les meilleures nuances de la littérature. Sur ce type de nuance, des évolutions des gammes et de la composition chimique par une augmentation de la teneur en Cr sont à envisager pour améliorer la résistance à la corrosion par le combustible et la tenue dans le bain de retraitement [28], point aujourd'hui considéré comme critique pour les matériaux à 9Cr.

Jean-Louis SÉRAN, Marion LE FLEM et Céline CABET,
Département des matériaux nucléaires

► Références

- [1] F. DALLE et coll. « Synthèse des études de R&D sur les matériaux hors cœur et perspectives », note technique DEN/DANS/DMN/NT/12.
- [2] a) M. LE FLEM et coll. « Synthèse des études de R&D pour les matériaux de cœur de réacteurs de 4^e génération et perspectives ». Note technique DEN/DANS/DMN/NT/12-002/A/DR.21. b) C. CABET et coll., « Définition du programme de R&D sur les matériaux hors cœur en fonction du choix d'option sur le SCE d'ASTRID ». Note technique DEN/DANS/DMN/NT 13-002 A.

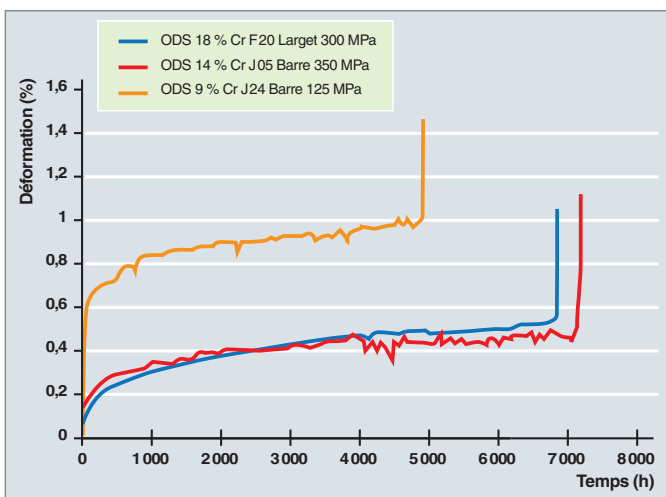


Fig. 149. Propriétés de fluage thermique des ODS.

- [3] R. LIM, F. DALLE, M. SAUZAY, L. ALLAIS, I. TOURNIÉ, P. BONNAILLIE, J. MALAPLATE, A.F. GOURGUES-LORENZON, "Experimental study and modeling of long term creep of modified 9Cr-1Mo steel" proceedings of Creep 2012, Kyoto, Japon, 2012.
- [4] M. SAUZAY *et al.*, « Creep-fatigue behaviour of an AISI stainless steel at 550 °C », *Nuclear Engineering Design*, vol. 232 (3), pp. 219-236, 2004.
- [5] B. FOURNIER, M. SAUZAY, C. CAËS, M. NOBLECOURT, M. MOTTOT, L. ALLAIS, I. TOURNIÉ, A. PINEAU, « Creep-fatigue interactions in 9-12% martensitic steels », Part I : Mechanical tests results. *Materials and Metallurgical Transactions*, 40, pp. 320-329, 2009.
- [6] B. FOURNIER, M. SAUZAY, F. BARCELO, E. RAUCH, A. RENAULT, T. COZZIKA, L. DUPUY, A. PINEAU, « Creep-fatigue interactions in 9-12% martensitic steels ». Part II : Microstructural evolutions. *Materials and Metallurgical Transactions*, 40, pp. 330-341, 2009.
- [7] B. FOURNIER, F. DALLE, M. SAUZAY, J. LONGOUR, M. SALVI, C. CAËS, I. TOURNIÉ, P.F. GIROUX, S.H. KIM, "Comparison of various 9-12%Cr steels under fatigue and creep-fatigue loadings at high temperature", *Materials Science and Engineering*, A 528 (2011), pp. 6934-6945.
- [8] J. GUIDEZ, "Phénix, le retour d'expérience", EDP Sciences, 2013.
- [9] J.-L. COUROUAU, F. BALBAUD-CÉLÉRIER, V. LORENTZ, T. DUFFRENOY, "Corrosion by liquid sodium of materials for sodium fast reactors: the CORRONa testing device", proceedings of ICAPP 2011, Nice, France, 2011.
- [10] V. LEVY, C. LEMAIGNAN, J. DELAPLACE, J.-L. SÉRAN, « Les matériaux de gainage et de structure » p. 165-182, dans l'ouvrage CEA (Série « Synthèses ») intitulé « Le combustible nucléaire des réacteurs à eau sous pression et des réacteurs à neutrons rapides », édité par H. Bailly, D. Ménessier, C. Prunier, Eyrolles, 1996.
- [11] J.-L. SÉRAN, H. TOURON, A. MAILLARD, P. DUBUISSON, J. P. HUGOT, E. LE BOULBIN, P. BLANCHARD, M. PELLETIER, "The swelling behavior of titanium-stabilized austenitic steels used as structural materials of fissile subassemblies in Phénix", *ASTM/STP 1046*, vol II, pp. 739-752, 1990.
- [12] J.-L. SÉRAN, J. C. BRACHET, A. ALAMO, « Ferritic-Martensitic steels for Fast Reactor Cores », *Encyclopedia of Materials: Science and Technology*, pp. 2863-2866, Elsevier Science, 2001.
- [13] L. CHAFFRON, "SiCf/SiC Composite Materials for Fast Reactor Applications", ICAPP, 2011.
- [14] Brevet CEA DEC/DMN, « Concept de gainage composite à matrice céramique et âme métallique pour un élément combustible de réacteur nucléaire à géométrie cylindrique ».
- [15] A. ALAMO *et al.*, « Assessment of ODS 14%Cr ferritic alloy for high temperature application », *Journal of Nuclear Materials*, 329-333 (2004), pp. 333-337.
- [16] P. DUBUISSON, Y. DE CARLAN, V. GARAT, M. BLAT, « ODS Ferritic/martensitic alloys for Sodium Fast Reactor fuel pin cladding », *Journal of Nuclear Materials*, 428 (2012), pp. 6-12.
- [17] PH. DUBUISSON, R. SCHILL, M.-P. HUGON, I. GRISLIN, J.-L. SÉRAN, « Behavior of an oxide dispersion strengthened ferritic steel irradiated in Phénix, Effects of Radiation on Materials », 18th International Symposium, ASTM STP 1325, Eds R.K. Nanstad, M.L. Hamilton, F.A. Garner, A.S. Kumar, American Society for Testing and Materials, West Conshohocken, PA (1999), pp. 882-898.
- [18] V. LAMBARD, A. ALAMO, J.-L. SÉRAN, « Procédé de fabrication d'un alliage ferritique-martensitique renforcé par dispersion d'oxydes ». Brevet 98 04325 déposé le 7/04/1998 à l'INPI (1998).
- [19] M. BROCCQ, « Synthèse et caractérisation d'un acier ODS préparé par un procédé inspiré du broyage réactif », *Étude de l'influence des conditions de broyage et de recuit*. Thèse de doctorat, Université de Rennes 1. (2010).
- [20] S. ZHONG, « Étude des évolutions microstructurales à haute température en fonction des teneurs initiales en Y, Ti et O et, de leur incidence sur les hétérogénéités de déformation dans les aciers ODS Fe-14Cr1W », Thèse de doctorat, Université de Paris-Sud 11 (2012).
- [21] M. COUVRAT, « Fabrication d'aciers ODS à haute performance : relation procédé-microstructure - propriétés mécaniques », Thèse de doctorat, Université de Rennes 1 (2011).
- [22] M. PRAUD, « Plasticité d'alliages renforcés par nano-précipitation », Thèse de doctorat. Université de Toulouse III, École doctorale des sciences de la matière (2012).
- [23] A. STECKMEYER, « Caractérisation et modélisation du comportement mécanique à haute température des aciers ferritiques renforcés par dispersion d'oxydes ». Thèse de doctorat, ENSMP (2012).
- [24] M.L. LESCOAT, « Étude du comportement des nano-renforts des matériaux ODS (Oxide Dispersion Strengthened) sous irradiation ». Thèse de doctorat, École doctorale Science de la Matière du Rayonnement et de l'Environnement, Université de Lille 1 (2012).
- [25] H. RÉGLÉ, « Alliages ferritiques 14/20Cr renforcés par dispersion d'oxydes, Effets des procédés de mise en forme sur les textures de déformation, la recristallisation et les propriétés de traction ». Thèse de doctorat, Université Paris-Sud Orsay (1994).
- [26] V. LAMBARD, « Développement d'une nouvelle nuance martensitique ODS pour utilisation sous rayonnement à haute température ». Thèse de doctorat, Paris-Sud Orsay (1998).
- [27] L. TOUALBI, « Optimisation de la gamme de fabrication de tubes en acier renforcés par une dispersion nanométrique d'oxydes (ODS) : compréhension des relations microstructure / propriétés mécaniques ». Thèse de doctorat, ENSMP (2012).
- [28] B. GWINNER *et al.*, « Impact of the use of the ferritic/martensitic ODS steels cladding on the fuel reprocessing PUREX process », *Journal of Nuclear Materials*, 428 (2012), pp. 110-116.

Le combustible des RNR-Na

Le système combustible des RNR-Na

Les exigences de conception

La configuration générale de l'assemblage combustible est imposée par diverses contraintes d'origines neutronique, thermohydraulique et mécanique du cœur du Réacteur à Neutrons Rapides à caloporteur sodium (RNR-Na).

Les faibles **sections efficaces*** de fission en spectre neutronique « rapide » doivent être compensées par une forte concentration de noyaux fissiles et par un **flux de neutrons*** très élevé (quelques 10^{19} n.m⁻².s⁻¹).

La première contrainte impose une teneur élevée du combustible en plutonium (> 15 %), associé à une géométrie compacte des **aiguilles*** combustibles obtenue par un arrangement triangulaire du faisceau d'aiguilles, lui-même arrangé dans des assemblages de section hexagonale constituant ainsi un réseau régulier. La configuration hexagonale, outre sa compacité, fait que le réseau d'assemblages ne tend pas à se refermer, lors des opérations de manutentions qui s'effectuent, pour un RNR-Na, cuve fermée.

La seconde conduit à des dommages d'irradiation importants (> 100 dpa) sur les principaux matériaux de structures, les **gainés*** des aiguilles combustibles et le **tube hexagonal*** de l'assemblage (TH) qui, par sa présence, canalise individuellement le débit de sodium dans chaque assemblage.

Les caractéristiques physiques du sodium liquide en termes de conductivité thermique (~ 70 W.m⁻¹.K⁻¹) et de température d'ébullition (~ 925 °C sous 0,145 MPa) autorisent de fortes températures dans le cœur en régime nominal (395-550 °C). Ces conditions favorisent un rendement thermodynamique élevé (40 %), mais, en contrepartie, imposent l'utilisation d'aciers spéciaux pour les structures.

De plus, l'optimisation économique de la matière fissile vis-à-vis du coût du cycle, exige de ce combustible, moyennant un taux de remplissage des aiguilles en matière fissile adapté, de pouvoir atteindre une combustion massique très élevée (TCM > 100 GWj/t_{ML}).

L'assemblage

Il constitue « la cellule élémentaire » du cœur. Ses principales fonctions sont le maintien géométrique du faisceau d'aiguilles, son refroidissement efficace par une bonne circulation du sodium et une manutention aisée avant et après irradiation.

L'assemblage combustible (AC) comprend (fig. 150) :

- Un pied qui sert à positionner l'assemblage dans le **sommier*** et à réguler par un système déprimogène le débit interne de sodium ;
- une pièce de fixation des aiguilles par un système de grilles et de rails, insérée dans une pièce massive qui assure la jonction entre le pied et le tube hexagonal. Cette pièce est équipée, en partie externe, de cames destinées à faciliter l'orientation de l'assemblage lors de son introduction dans le réseau ;
- le faisceau d'aiguilles (217 pour l'AC PHÉNIX) à l'intérieur du tube hexagonal, celles-ci espacées les unes des autres par des **fils hélicoïdaux*** enroulés autour de chacune d'elles⁸ pour permettre aux sous-canaux de sodium ainsi constitués de transférer correctement au caloporteur leur énergie ;
- une protection neutronique supérieure (PNS), composée de blocs en matériaux « **neutrophages*** » qui sont percés d'un trou central pour laisser sortir librement le sodium de l'assemblage ;
- une tête qui sert à la préhension et au guidage de l'assemblage par le système de manutention.

L'aiguille

L'aiguille combustible d'un RNR-Na se présente, à quelques variantes près, sous la forme suivante (fig. 151) :

- Une gaine cylindrique en acier, fermée en ses extrémités par deux bouchons soudés. Cette enveloppe étanche **constitue la 1^{re} barrière de confinement du combustible** ;

8. Des assemblages RNR-Na à grilles d'espacement des aiguilles ont été utilisés dans certains réacteurs comme PFR, en Grande-Bretagne. Ce système, non retenu en France, s'est avéré moins performant sous irradiation que celui à fil hélicoïdal.

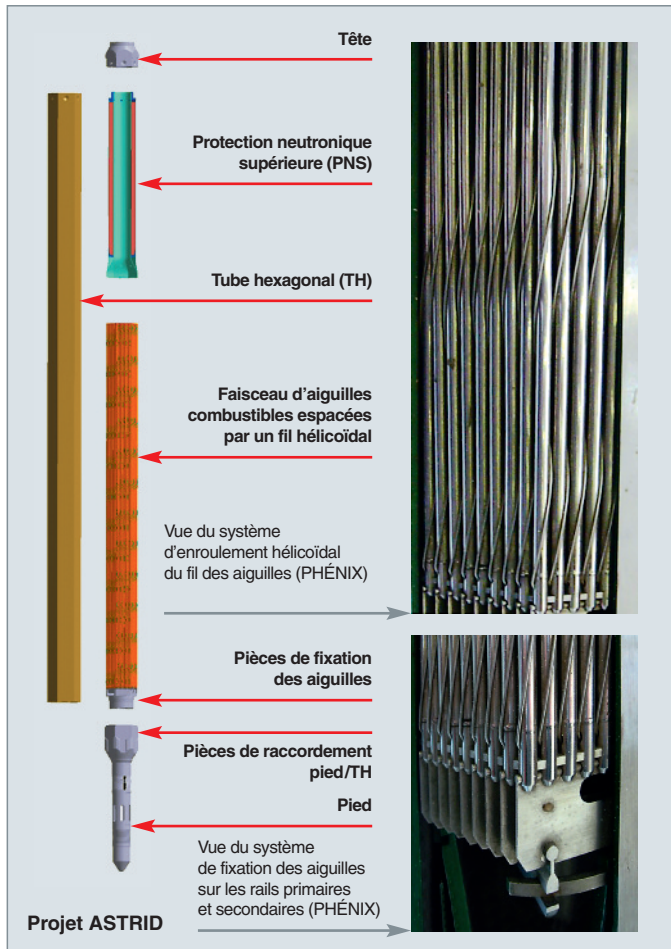


Fig. 150. L'assemblage combustible d'un RNR-Na.

- une colonne fissile (CF) constituée, le plus souvent, d'un empilement de pastilles d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium : $(U, Pu)O_{2-x}$ ⁹ ; un jeu de montage entre les pastilles et la gaine (de 200 à 300 μm) est nécessaire ; il sert à accommoder l'évolution géométrique du combustible sous irradiation ;
- la présence ou non de couvertures **fertiles*** en UO_2 appauvri, situées de part et d'autre de la colonne fissile ;
- une ou deux chambres d'expansion des **gaz de fission*** ; l'une en partie inférieure de l'aiguille, d'environ $\frac{1}{3}$ de la longueur de l'aiguille, l'autre en partie supérieure contenant un ressort de maintien pour la CF, initialement remplis d'hélium à la pression atmosphérique, chambres qui servent de réservoir pour les gaz de fission relâchés par le combustible, parfois jusqu'à plus de 90 % de leur production ;

9. Le combustible oxyde s'est imposé à cause d'un ensemble de qualités intrinsèques : fabrication aisée, bonne stabilité thermique et sous irradiation, haut point de fusion et qu'il a bénéficié d'un retour d'expérience inégalé par son utilisation dans d'autres filières (REL, Candu, HTR). Cependant, d'autres combustibles céramiques, les carbures et nitrures mixtes d'U et Pu et des alliages métalliques alliés, tel que l'U-Pu-Zr, ont été utilisés dans certains RNR.

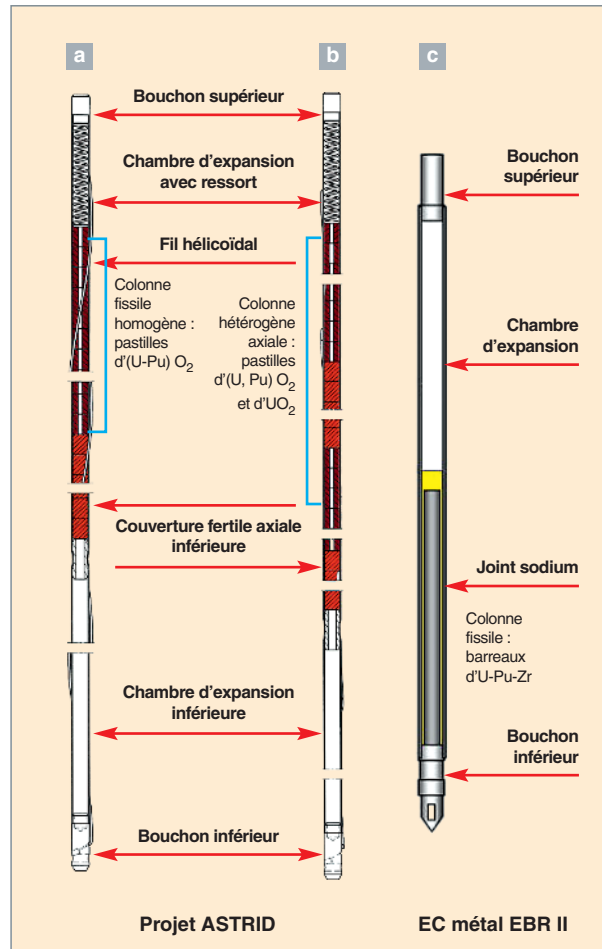


Fig. 151. Exemples de conceptions d'aiguilles combustibles pour un RNR-Na.

- un fil d'espacement, de même nuance d'acier que la gaine, enroulé en hélice avec un pas constant et qui est initialement tendu entre ses fixations par soudage ou sertissage sur les deux bouchons.

La conception cœur retenue pour ASTRID (concept CFV ; voir *supra*, p. 39-44, le chapitre intitulé : « Conception du cœur d'un RNR »), prévoit l'utilisation d'une aiguille pour le cœur interne avec un empilement alterné de zones **fertiles*** et **fissiles*** (concept hétérogène axial – fig. 151b).

L'utilisation d'un combustible métallique modifie sensiblement la conception de l'aiguille avec la présence d'un ou plusieurs barreaux cylindriques d'U-Pu-Zr qui constituent la colonne fissile ; elle est séparée de la gaine par un joint métallique en sodium. Cette présence, en fonctionnement, de sodium liquide à l'intérieur de l'aiguille conduit à déplacer l'unique chambre d'expansion en partie haute de l'élément combustible (fig. 151c) [1].

Le combustible

L'oxyde mixte est le combustible qui a été le plus utilisé dans les RNR-Na historiques et qui, encore aujourd'hui, est à la base des réacteurs en construction ou en projet.

Le procédé de fabrication le plus souvent utilisé pour obtenir les pastilles combustibles est la métallurgie des poudres (MdP)¹⁰. Les pastilles sont obtenues après trois étapes principales (fig. 152) :

- Le mélange et le co-broyage¹¹, dans les proportions finales spécifiées, des poudres d'oxydes d'uranium et de plutonium ;
- la mise en forme des pastilles par pressage du mélange ;
- le **frittage*** de ces pastilles « crues » à 1 700 °C, sous atmosphère réductrice.

L'oxyde mixte obtenu est toujours sous-stœchiométrique (O/(U + Pu) : 1,955 à 1,985). Sa densité est de l'ordre de 95 % de la densité théorique, tandis que la tolérance de 1 % sur le diamètre externe des pastilles ne nécessite pas de rectification.

L'utilisation de pastilles annulaires (p. ex. SPX-1) à la place des pastilles pleines (p. ex. PHÉNIX) permet d'abaisser significativement la température à cœur de l'oxyde et d'autoriser, par une diminution de la densité de remplissage de l'aiguille, l'atteinte de **taux de combustion*** plus importants.

Un autre procédé de fabrication mettant en œuvre directement une poudre d'(U,Pu)O₂ obtenue par co-précipitation en voie oxalique, a été mis au point au CEA, et pourrait être envisagé pour le futur. *A contrario*, le procédé MIMAS, éprouvé industriellement pour les MOX du parc REP, est mal adapté pour une application à des combustibles à forte teneur Pu.

Les combustibles céramiques carbures et nitrures sont aussi fabriqués par métallurgie des poudres. Cependant, leur cycle de fabrication s'est avéré plus difficile à maîtriser à l'échelle industrielle (expérience indienne pour le carbure mixte [2]) pour obtenir un produit répondant à des spécifications en termes de microstructure, de quote-part de porosité, de taux d'impuretés, etc. bien plus strictes que pour l'oxyde.

10. La manipulation de plutonium, du fait de sa forte toxicité chimique et de son activité *alpha*, oblige à réaliser toutes les étapes de fabrication en boîtes à gants étanches qui sont en dépression par rapport à l'installation.

11. Cette opération réalisée dans un broyeur à boulets est essentielle pour l'homogénéité du mélange entre uranium et plutonium.

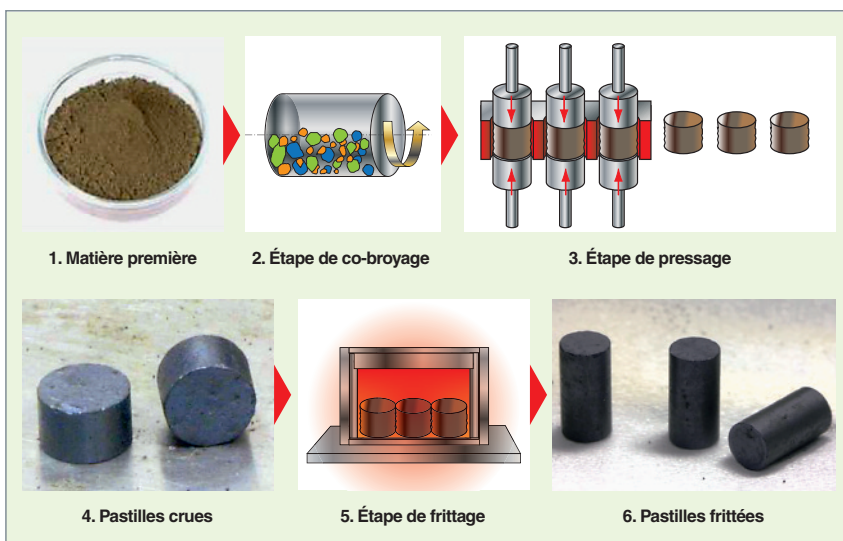


Fig. 152. Fabrication par métallurgie des poudres de pastilles d'oxyde mixte d'U et Pu.

Le combustible métallique est quant à lui fabriqué par fusion à arc sous vide¹². Cette fabrication est bien maîtrisée pour l'alliage de référence U-Pu-Zr, développé dans les années 80 par l'Argonne National Laboratory (ANL).

Bilan des connaissances

La grande majorité des RNR-Na a utilisé l'oxyde mixte d'uranium et de plutonium, et de fait ce combustible peut se prévaloir :

- D'un retour d'expérience considérable et concluant (fabrication et retraitement à l'échelle industrielle) ;
- d'être capable de performances très élevées avec une excellente fiabilité (Taux de combustion > 15 at%¹³) ;
- de bénéficier d'une base d'essais de comportement en situation accidentelle unique (programmes internationaux CABRI et SCARABÉE, notamment) ;
- d'avoir complètement bouclé le cycle du combustible.

Cependant, il présente quelques défauts (voir, ci-après, le tableau 13) : une modeste densité en atomes lourds (faible **taux de régénération***), une médiocre conductivité thermique (limitation de la puissance) et un risque de réaction chimique avec le sodium, en cas de rupture de gaine (déchargement souvent nécessaire de l'assemblage incriminé).

12. Four électrique qui utilise l'énergie thermique de l'arc électrique établi entre une électrode de carbone et le métal pour obtenir une température suffisante pour sa fusion.

13. Des taux de combustions supérieurs ont été obtenus sur des éléments combustibles RNR expérimentaux comme, par exemple, dans PFR (23 at %) et RAPSODIE-FORTISSIMO (26 at %).

Tableau 13.

Exemple de combustibles alternatifs				
Quelques propriétés physiques de combustibles pour RNR-Na (Pu/M = 20 %)				
	(U,Pu) O ₂	(U,Pu) C	(U,Pu) N	U-Pu-10Zr
Densité théorique (DT) (kg.m ⁻³)	11 000	13 600	14 300	15 600
Densité théorique en noyaux lourds (kg _{NL} .m ⁻³)	9 700	12 900	13 500	14 100
Densité en noyaux lourds rapportée à une densité de remplissage donnée (DR) (kg _{NL} .m ⁻³)	8 050 (DR = 83 %DT)	9 675 (DR = 75 %DT)	10 125 (DR = 75 %DT)	10 575 (DR = 75 %DT)
Densité de remplissage relative (La référence est oxyde)	1	1,2	1,26	1,31
Conductivité thermique à 1 000 °C (W.m ⁻¹ .K ⁻¹)*	2,0	12,0	13,2	16
Coefficient de dilatation thermique moyenne (20 => 1 000 °C) (10 ⁻⁶ K ⁻¹)	11,5	12,1	9,5	17
Température de fusion (solidus) [°C]	2 740	2 325	2 720**	1 077
Compatibilité avec le sodium	Mauvaise	bonne	bonne	bonne
Pays ayant expérimenté ce combustible à l'échelle du cœur	F, EU, J, GB, Ru	Inde	-	EU, GB

* Pour un oxyde hypo-stœchiométrique (O/M = 1,97) et une porosité de fabrication de 4 % pour l'oxyde et de 17,5 % pour les céramiques denses.

** Au-delà de 2 000 K (1 723 °C), sous atmosphère d'hélium, une phase métallique liquide est formée par dissociation du nitrure : (U,Pu)N (s) => U (liq.) + Pu (liq.) + ½ N₂ (g).

Par conséquent, le CEA et d'autres organismes de R&D de par le monde se sont intéressés à des combustibles alternatifs : les carbures et nitrures mixtes et les alliages métalliques qui peuvent apporter de réels atouts comme des marges de sûreté accrues grâce en particulier à leur bonne conductivité thermique, un inventaire en plutonium dans le cœur plus faible par leur densité élevée et un fonctionnement moins contraignant en cas de ruptures de gaine par leur bonne compatibilité avec le sodium.

Cependant, ces combustibles alternatifs présentent pareillement un certain nombre d'inconvénients plus ou moins contraignants, comme nous le verrons par la suite.

Les conditions de fonctionnement d'une aiguille RNR-Na

Le cœur d'un RNR-Na est caractérisé par un rapport hauteur/diamètre généralement faible. Par conséquent, les profils axiaux de flux et de puissance linéique, sont très prononcés avec un rapport Φ_{max}/Φ_{moy} de 1,2-1,3 (fig.153).

La **puissance linéique*** maximale sur une aiguille dépend de sa position radiale dans le cœur et de l'épuisement du combustible avec le taux de combustion. L'aiguille combustible d'un RNR-Na peut fonctionner jusqu'à des puissances linéiques très élevées : ~ 400 à 500 W.cm⁻¹, soit environ deux fois la valeur habituelle des crayons en REP¹⁴.

14. À la puissance linéique max. d'une aiguille PHÉNIX : 450 W/cm, correspond une densité de puissance de presque 2 000 W/cm³ et un flux thermique dans la gaine de 260 W/cm². Pour un REP ces valeurs sont respectivement de 400 W/cm³ et de 80 W/cm².

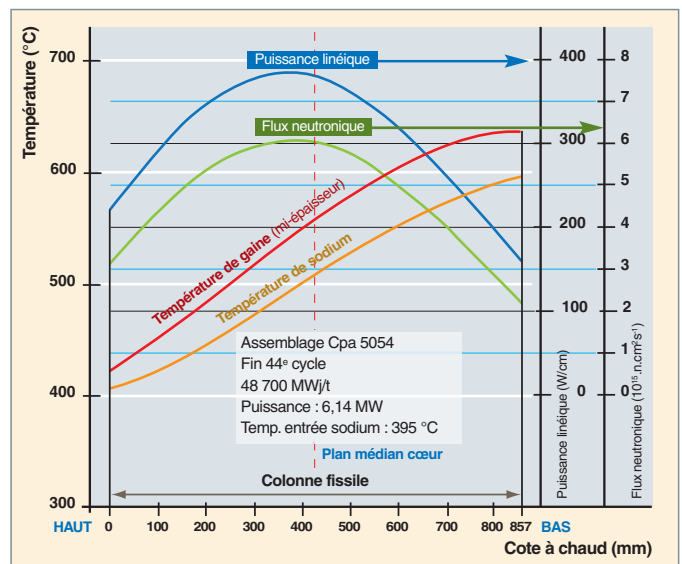


Fig. 153. Répartitions axiales de flux neutronique, de puissance linéique, de températures sodium et de gaine typiques pour une aiguille de RNR-Na.

La température de gaine, en haut de colonne fissile, atteint 620, voire 650 °C (PHÉNIX), en régime nominal pour une température d'entrée du sodium de 390 °C.

L'oxyde

Distribution radiale de température dans l'aiguille

La figure 154 montre un calcul¹⁵ de profil de température dans la pastille d'un élément combustible PHÉNIX en tout début de

15. Calcul réalisé avec l'application combustible RNR-Na « Germinal » de la plate-forme combustible Pléiades.

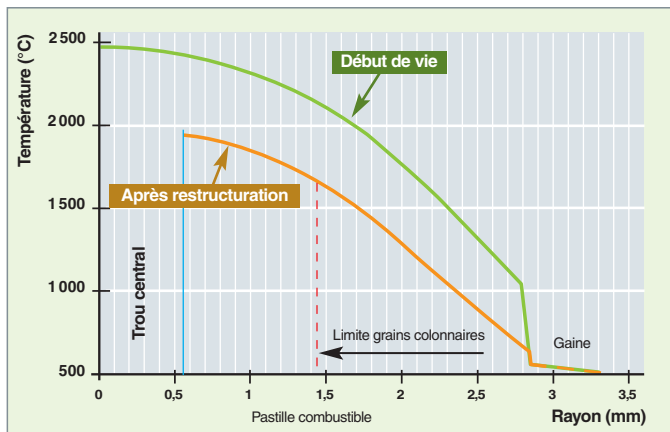


Fig. 154. Températures calculées pour une aiguille PHÉNIX irradiée à 430 W.cm^{-1} .

vie (1^{re} montée en puissance – courbe verte) et après restructuration du combustible et rattrapage du jeu de fabrication (quelques dizaines de jours – courbe orange) [3].

La température centrale dépasse largement les 2000 °C avec un gradient thermique de plusieurs milliers de K.cm^{-1} . Comme nous allons le voir, ces températures et gradients très élevés modifient considérablement la microstructure de fabrication de la pastille d'oxyde.

Fragmentation et restructuration du combustible

L' $(\text{U,Pu})\text{O}_2$ a un comportement mécanique totalement fragile à basse température et viscoplastique à haute température. Au cours de la première montée en puissance, la pastille combustible est le siège de contraintes thermiques (contraintes de tension en sa périphérie) qui dépassent très rapidement la résistance à la rupture de l'oxyde, conduisant ainsi à une fragmentation de la pastille.

Un grossissement des grains initiaux ($\sim 10 \mu\text{m}$) se produit dans les régions du combustible portées au-dessus $\sim 1300 \text{ °C}$. Ce phénomène est accompagné d'une précipitation inter-granulaire des gaz occlus. Il s'ensuit une augmentation du volume de la porosité et une expansion macroscopique du combustible qui contribue, pour une partie, au rattrapage du jeu combustible/gaine.

Néanmoins, le phénomène le plus notable concernant l'évolution morphologique de la pastille est la restructuration de la zone centrale de la pastille par une migration centripète de la porosité. La migration des pores s'accomplit essentiellement par sublimation-condensation d'une vapeur riche en U se condensant sur la surface la plus froide du pore. Ce mécanisme se renouvelant dans toute la zone soumise à ce phénomène, il s'ensuit un enrichissement en Pu de l'oxyde vers le centre. Cela se traduit, in fine, par la formation de grains allongés ou colonnaires (zone de restructuration) et par l'apparition d'un trou central pour les combustibles dont la pastille est initialement pleine (voir fig. 155 a).

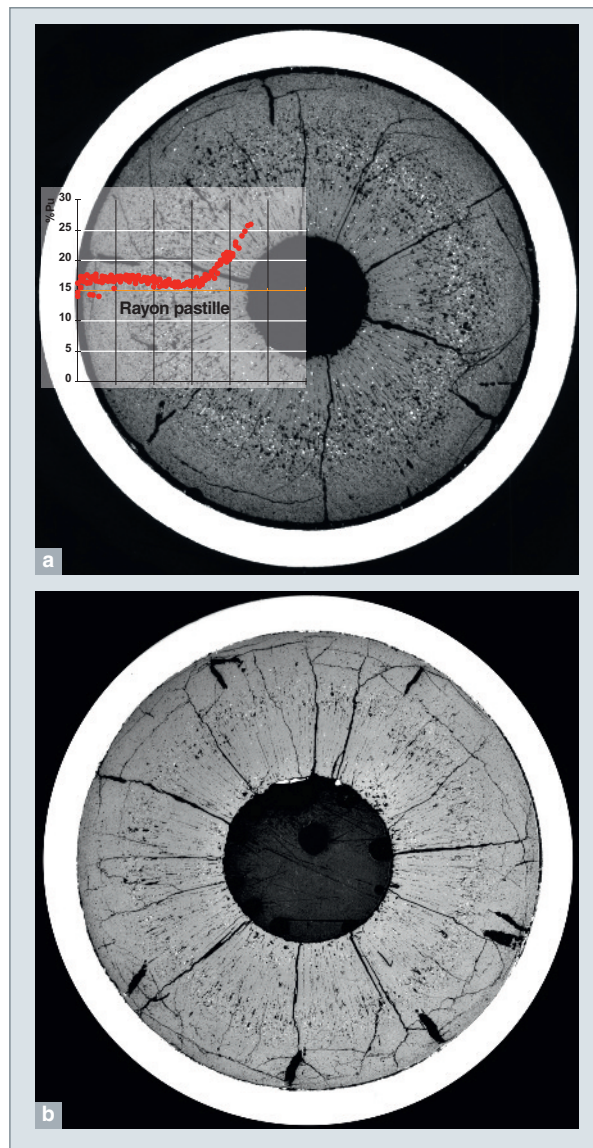


Fig. 155. Macrographies transversales de combustibles PHÉNIX et SUPERPHÉNIX (annulaire), [LECA-STAR].

Dans le cas d'un combustible initialement annulaire, les mêmes mécanismes peuvent se manifester. Cependant, à puissance linéique identique, la température centrale (au bord du trou central de fabrication) d'un combustible annulaire peut être inférieure de 200 à 300 °C à celle de son homologue à pastille pleine (voir fig. 155 b).

À puissance linéique constante, l'ensemble de ces phénomènes conduit à une baisse globale de la température du combustible ; la fermeture progressive du jeu de fabrication abaisse de 300 à 400 °C la température externe du combustible, tandis que la restructuration, en modifiant la géométrie de la pastille, réduit d'une centaine de degrés le ΔT entre sa surface et le bord du trou central (fig. 154).

Conséquences de la fission

La présence, de plus en plus notable, de **produits de fission*** dans le combustible, au fur et à mesure de l'avancement de l'irradiation¹⁶, entraîne l'apparition d'un certain nombre d'événements importants au sein de l'aiguille combustible [4].

La présence croissante des produits de fission a un fort impact sur certaines propriétés et sur le comportement en irradiation de l'oxyde mixte. On peut citer :

- **L'augmentation du potentiel d'oxygène** mise en évidence par des mesures réalisées sur du combustible irradié dans PHÉNIX. Ce phénomène est déclenché par le caractère « oxydant » de la fission¹⁷ qui se traduit simultanément par une augmentation du rapport O/M¹⁸ de l'ordre 0,003 at%⁻¹ ;
- la **température de fusion** qui va décroître légèrement ;
- la **conductivité thermique** qui tend à se dégrader par les effets conjugués de la modification progressive de la composition du combustible et par les dommages d'irradiation accumulés dans la structure cristalline ;
- **l'augmentation de volume du combustible** par la présence, bien sûr, d'atomes supplémentaires, mais surtout de composés et phases de moindre densité que l'oxyde initial, à l'instar des zirconates mixtes de type (Ba, Sr) ZrO₃ (d ~ 5,4).

Principaux phénomènes se produisant pendant l'irradiation

Le relâchement des gaz de fission*

Dans les conditions de fonctionnement nominales de l'aiguille RNR, le combustible étant en moyenne très chaud, une forte majorité des PF gazeux (Xe et Kr) est relâchée dans les chambres d'expansion de l'aiguille. Ce taux de relâchement qui s'élève à 30-50 % en début d'irradiation (taux de combustion < 1 at%), atteint couramment 80 à 90 %, à plus fort taux de combustion (fig. 156).

Jusqu'à des taux de combustion de 6 à 8 at%, la température du combustible est le moteur principal du relâchement des gaz de fission (diffusion thermiquement activée). Pour des taux de combustion supérieurs, la partie externe du combustible qui a accumulé les gaz de fission depuis le début de l'irradiation voit progressivement sa microstructure évoluer (fragmentation des grains initiaux) favorisant leur relâchement athermique.

16. Pour un taux de combustion de 15 at %, le combustible contient 26 % d'atomes étrangers (PF) présents sous diverses formes : En solution solide dans la matrice, précipités d'oxydes, précipités intermétalliques, bulles de gaz, etc.

17. La valence moyenne des 2 PF créés par fission est d'environ 3,4, alors que celle du plutonium fissionné est proche de 4, d'où l'excès d'oxygène.

18. Pour un combustible irradié, le M du rapport O/M correspond à la somme : U + Pu + AM + PF solubles (Lanthanides + Y + 80 % du Zr, soit de l'ordre de 0,63 atome/fission).

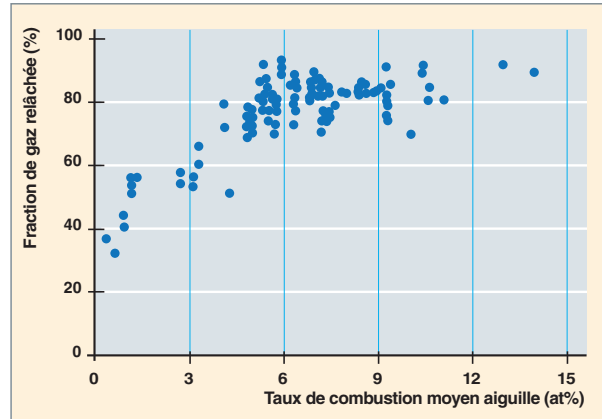


Fig. 156. Taux de relâchement des gaz de fission d'aiguilles RNR-Na irradiées dans PHÉNIX.

Le gonflement du combustible

Les mesures de densité hydrostatique effectuées sur des échantillons prélevés sur des combustibles irradiés donnent l'accès à ce changement de volume global. On observe une évolution linéaire de la densité avec une pente de 0,7 % .at%⁻¹ (fig. 157). Après correction de la masse des gaz de fission relâchés, une vitesse de gonflement d'environ 0,6 % .at%⁻¹ peut en être déduite. Ce taux de gonflement, qui semble rester constant jusqu'à des taux de combustion très élevés (20 at%), intègre, en réalité, plusieurs effets : la variation de volume de matrice oxyde due à l'incorporation de PF solubles, la présence de nouvelles phases intermétalliques (Ru, Tc, Rh...) et oxydées (oxydes de Ba, Sr, Cs...), l'apparition du « joint oxyde-gaine (JOG) » pour les forts taux de combustion ainsi, qu'une petite contribution due aux gaz de fission occlus.

Le retour d'expérience montre que ce gonflement est bien accommodé par fluage du combustible, tant qu'il reste des « vides » dans la section de l'aiguille : jeu, fissures, porosité

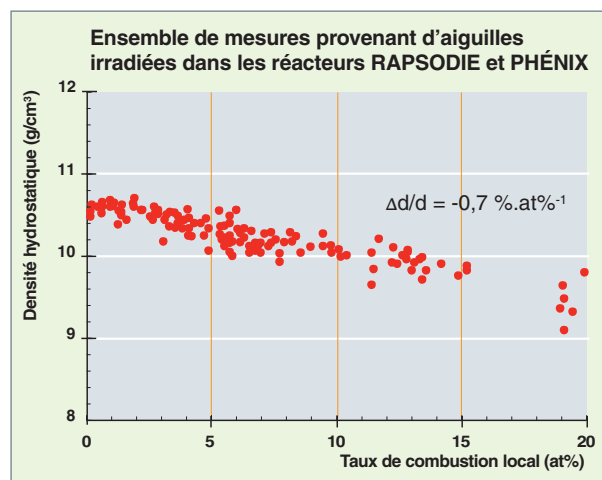


Fig. 157. Variation de la densité hydrostatique de combustibles oxyde-mixte de RNR-Na.

ouverte, trou central. Pour un fonctionnement à puissance nominale, le chargement de la gaine par interaction mécanique oxyde/gaine reste négligeable devant le chargement dû à l'augmentation de la pression interne dans l'aiguille provoquée par le relâchement des gaz de fission (quelques dizaines de bars). Ce n'est que pendant certains transitoires de puissance que la gaine pourrait, éventuellement, être plus sollicitée. En effet, l'expérience montre, là encore, que le niveau de contrainte atteint s'est rarement traduit par une déformation permanente de la gaine ou, au final, par une rupture de cette dernière, lors de transitoires incidentels (p. ex. : transitoires de puissance expérimentés dans le réacteur d'essai de sûreté CABRI).

Évolutions du combustible oxyde à forts taux de combustion

Les deux principaux phénomènes affectant l'aiguille combustible RNR-Na pour des taux de combustion > 7-8 at% sont l'apparition d'un Joint-Oxyde-Gaine (JOG) et d'une corrosion interne de la gaine (ROG).

La formation du joint oxyde-gaine

De nombreux résultats expérimentaux ont permis de mettre en évidence sur des aiguilles PHÉNIX dont le taux de combustion maximal dépassait ~ 7 at%, l'apparition et le développement d'une couche « solide » entre la périphérie de la pastille et la gaine essentiellement formée de composés oxydés de produits de fission : Cs, Mo, Pd, Te, Ba... (Cs_2MoO_4 , en particulier) [5]. L'épaisseur de cette couche que l'on a alors dénommée « JOG » tend à progresser avec le taux de combustion (fig. 158). L'analyse physico-chimique de sa formation a mis en avant le rôle moteur de la hausse, engendrée par la fission, du potentiel d'oxygène du combustible.

La corrosion interne de la gaine

La plupart des gaines utilisées dans les RNR-Na appartiennent à la famille des aciers inoxydables qui sont caractérisés par une teneur en chrome supérieure à 12 % qui pare le matériau d'une couche d'oxyde de chrome *a priori* protectrice.

L'accroissement du potentiel d'oxygène modifie l'équilibre chimique des produits de fission présents dans le combustible et favorise la réaction de certains d'entre eux, tel le césium avec l'oxyde de chrome, ce qui conduit ainsi à une dépasseivation de la paroi interne de la gaine. Simultanément, d'autres produits de fission, volatils comme le tellure et l'iode, rendus libres par l'association du césium avec le chrome ou le molybdène (voir *supra*, p. 149 : « La formation du joint oxyde-gaine »), peuvent alors réagir chimiquement avec les constituants de la gaine (fig. 159).

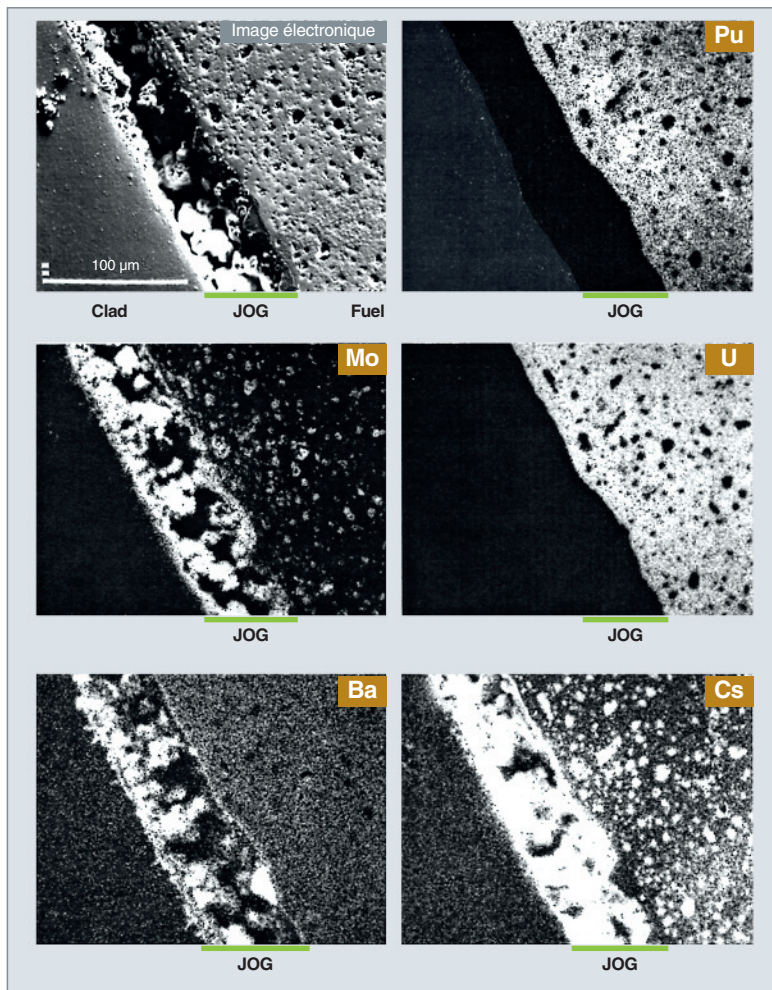


Fig. 158. Examen à la microsonde de Castaing (LECA/STAR) du joint oxyde-gaine d'une aiguille PHÉNIX irradiée à un taux de combustion max. de 14 at%.

La corrosion interne des gaines ne se développe que dans la partie supérieure de la colonne fissile, là où les conditions thermodynamiques, thermiques et géométriques (absence de déformation significative de la gaine par gonflement), favo-

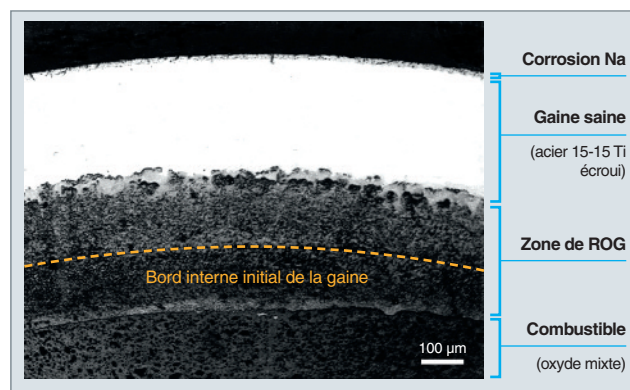


Fig. 159. Corrosion interne très importante (40 % de l'épaisseur de gaine), affectant la quasi-totalité de la paroi interne de gaine d'une aiguille PHÉNIX irradiée à un taux de combustion maximum de 16 at% (LECA-STAR).

Tableau 14.

Concepts d'éléments combustibles carbure et nitrure d'U et Pu pour RNR-Na		
	Principaux avantages	Principaux inconvénients
Concept à joint sodium	Faible température	Fabrication et retraitement
	• Coefficient Doppler* optimisé	Carburation (nituration) sévère de la gaine
	• Gonflement modéré	Risque de présence d'un joint sodium défectueux
	• Pas d'IMCG*	
Concept à joint hélium	Fabrication « classique »	Thermique du combustible potentiellement élevée pouvant conduire à un fort gonflement du combustible et à une IMCG* précoce
	Risque de carburation (nituration) moins élevé	

* IMCG : Interaction Mécanique Combustible Gaine.

rables à son apparition, peuvent être réunies. Cette réaction oxyde gaine (ROG) se manifeste le plus souvent, à fort taux de combustion, par une attaque en volume de l'acier pouvant affecter partiellement ou la totalité de la paroi interne de la gaine [6].

Les carbures et nitrures

Conception de l'aiguille

Les combustibles de types carbure ou nitrure mixte d'U et Pu, qui possèdent une bien meilleure conductivité thermique que l'oxyde, offrent des marges permettant d'améliorer la réponse en transitoire d'un cœur de RNR-Na¹⁹.

Leur compatibilité chimique avec le sodium a permis d'expérimenter une conception d'aiguille à joint sodium. Le tableau 14 résume les avantages et les inconvénients des deux principaux concepts envisageables pour ces combustibles [4].

Le tableau 14 montre que le principal intérêt du concept à joint sodium est un fonctionnement à basse température (< 1 000 °C). Il en résulte un gonflement modéré du combustible qui écarte, en principe, tout risque d'IMCG. Malheureusement, l'expérience française et internationale a mis en évidence de graves lacunes pour ce concept : une fabrication à l'échelle industrielle difficile, une carburation (nituration) importante, quasiment inévitable, de la gaine (transport du C par le Na), ce qui rend ce concept peu viable à grande échelle.

Dans le cas du concept à joint hélium, le problème principal que l'on appréhende est l'IMCG. Pour pouvoir viser des taux de combustion compétitifs sans risque élevé de rupture, il faut

19. Ces combustibles fournissent des gains en termes de diminution des coefficients de vidange Na, de la teneur en plutonium, ainsi que des pertes de charge, tout en améliorant le gain de régénération, la marge à la fusion et le coefficient Doppler.

20. Un jeu trop important va conduire à une surchauffe intolérable du combustible, ainsi qu'à un risque de poinçonnement de la gaine par le déplacement incontrôlable de fragments de pastille dans le jeu.

21. Des études pour optimiser la fabrication d'un combustible carbure à forte porosité, thermiquement stable sous irradiation, ont été réalisées au CEA et dans d'autres organismes de R&D comme l'Institut européen des transuraniens (ITU) et l'Agence japonaise de l'énergie atomique (JAEA).

une densité de remplissage de l'aiguille appropriée. De fait, le retour d'expérience a montré que cette densité répartie devait nécessairement être bien plus modeste que celle adoptée pour un oxyde et se situer entre 75 et 80 % de la densité théorique (Dth) [voir tableau 13]. Elle doit être partagée entre porosité de fabrication et jeu diamétral, ce dernier devant être maintenu pour diverses raisons²⁰ en deçà de 3 à 4 % du diamètre externe de la pastille.

Ainsi, la densité de fabrication doit être comprise entre 80 et 85 %Dth. Si la porosité reste stable sous irradiation²¹, elle participe à une accommodation partielle du gonflement du combustible une fois le jeu pastille/gaine rattrapé et elle contribue ainsi à maintenir à un niveau acceptable l'IMCG (fig. 160) [7].

Gonflement des combustibles denses

Comme nous venons de le voir, l'une des caractéristiques majeures de ces combustibles est leur importante vitesse de gonflement, comparativement à l'oxyde.

Il est admis qu'en dessous d'une température critique ($T_c < 800 - 1\,000\text{ °C}$), le gonflement est athermique. On l'attribue essentiellement aux produits de fission solides et à la

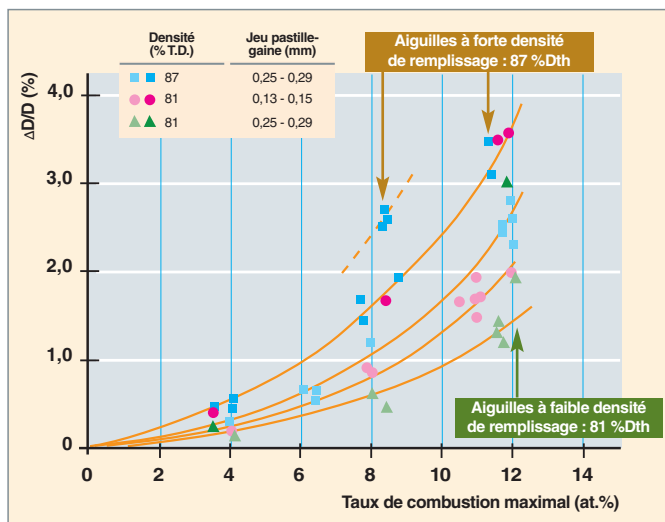


Fig. 160. Déformation diamétrale d'aiguilles carbures à joint hélium irradiées dans le réacteur américain EBR II.

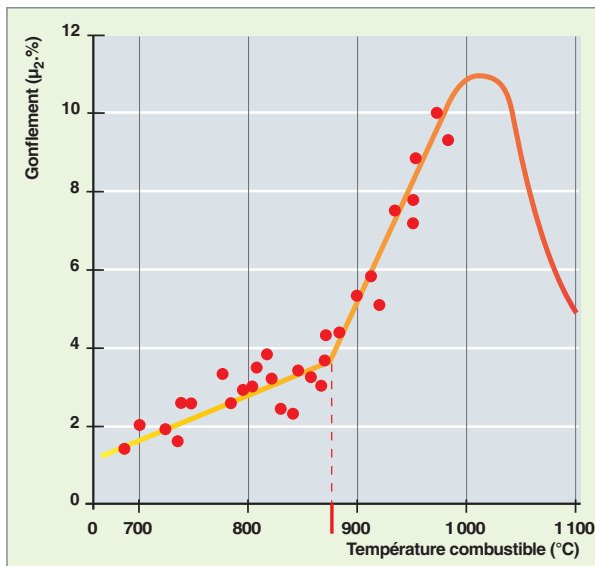


Fig. 161. Mesures de gonflement d'un combustible carbure irradié dans RAPSODIE à un taux de combustion de 6,8 at.%.

présence d'atomes de gaz de fission en sursaturation dans la maille cristalline ou sous la forme de bulles nanométriques (< 30 nm). La vitesse de gonflement d'environ 1,6 %.at.⁻¹ est linéaire en taux de combustion²².

Au-dessus de cette température critique²³, qui diminue progressivement avec le taux de combustion, de nombreuses observations ont montré que les nanobulles de gaz de fission grossissaient rapidement pour devenir des bulles de taille micrométrique qui, ensuite, produisaient un gonflement gazeux (fig. 161).

Ce gonflement peut théoriquement croître jusqu'à des valeurs de l'ordre de 30 à 40 % avant de saturer par l'interaction de cette population de bulles avec la microstructure du combustible : joints de grains et porosité de fabrication. Cependant, comme la capacité d'expansion libre du gonflement du combustible dans une aiguille n'est pas infinie, le jeu pastille/gaine se ferme avant cette saturation et une interaction mécanique combustible-gaine est inévitable.

À partir de cet instant, on est dans une situation de gonflement « contraint » dont la vitesse dépend de différents paramètres tels la pression hydrostatique, imposée par l'IMCG et qui agit essentiellement sur le gonflement gazeux, et la quantité de vides encore disponibles dans le combustible sous

22. Valeur à comparer à ~ 0,6%.at.%⁻¹ pour un oxyde mixte.

23. Même si les données concernant les nitrures sont peu nombreuses, il apparaît à la lumière de mesures de densité sur des pastilles que leur température critique serait d'environ 150 °C plus élevée que celle des carbures.

24. Affirmation de Robert N. Hill (ANL) qui n'est pas partagée par le CEA car son argumentation n'est recevable que pour des petits cœurs, à l'instar des SMR (*Small Modular Reactor*) pour lesquels l'effet de fuite neutronique est élevé.

forme de fissures et de porosités qui vont servir à accommoder en partie le gonflement solide (voir *supra* fig. 160).

Les alliages métalliques

Le combustible métallique est considéré dans plusieurs pays qui souhaitent développer la filière RNR-Na – États-Unis, Corée, Inde – comme la principale alternative à l'oxyde.

Il dispose d'un important retour d'expérience en provenance des États-Unis (EBR II : 1963-1994) [8] qui lui confère, à ce jour, des performances en termes de taux de combustion comparable à l'oxyde. À l'instar de l'oxyde, il offre aussi un retour d'expérience notable pour des combustibles avec ajout d'actinides mineurs (p. ex. : MÉTAPHIX dans PHÉNIX, 9 at.%).

Ses principaux atouts sont un faible **temps de doublement***, une bonne compatibilité avec le sodium et, d'après les Américains : « a high degree of inherent safety »²⁴ grâce au retour positif de tests réalisés en vraie grandeur dans EBR II et d'essais dans le réacteur de sûreté TREAT.

Les principaux aspects du comportement en irradiation de l'alliage ternaire U-Pu-Zr concernent son évolution microstructurale et son interaction chimique avec la gaine.

Redistribution radiale des phases et des constituants

Des modifications de phases et de composition locale ont été mises en évidence sur les alliages U-Pu-Zr. La solubilité du zirconium diffère d'une phase cristalline à une autre et dépend de la température. Malgré un gradient thermique radial plutôt faible (150 °C à 450 W.cm⁻¹), une thermodiffusion du Zr se produit dès le début d'irradiation, avec pour conséquence sa redistribution radiale (fig. 162) [9].

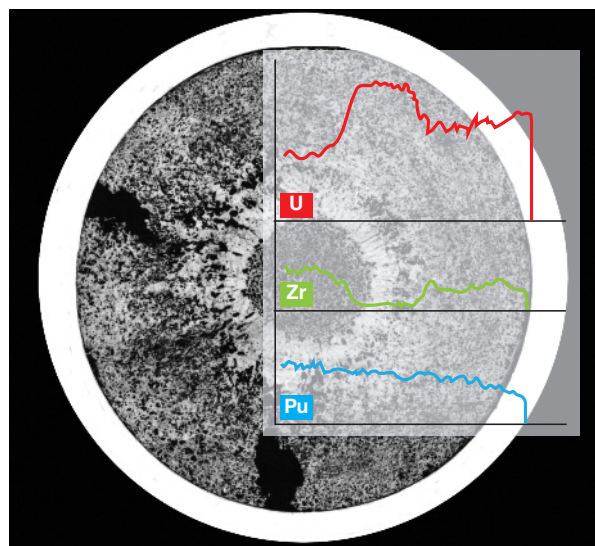


Fig. 162. Coupe métallographique d'U-19Pu – 10Zr irradié à 3 at.% – profils radiaux d'U, Zr et Pu (CANL Lab).

Ces différences de concentration en Zr ont un impact sur de nombreuses propriétés, comme la conductivité thermique ou la température de fusion de l'alliage.

Déformations du combustible

Comme pour les autres combustibles, le gonflement des alliages d'U et Pu est gouverné par plusieurs mécanismes. Aux habituels mécanismes de gonflement par les produits de fission « solides » et de gonflement gazeux dû à la précipitation et croissance des bulles de gaz de fission, vient s'ajouter un gonflement par cavitation²⁵. Pour les températures courantes de fonctionnement (550 à 700 °C), les deux derniers mécanismes produisent des vitesses de gonflement libre très importantes (plusieurs dizaines de %at.%⁻¹).

L'expérience américaine recommande une densité de remplissage des aiguilles combustible au plus de 75 %Dth. Cette valeur, obtenue grâce au jeu de fabrication barreau métallique/gaine et à la présence d'un joint sodium, autorise un gonflement libre de l'ordre de 30 %vol, seuil à partir duquel l'interconnexion de la porosité gazeuse permet un relâchement important des gaz de fission (60 %), avant que la déformation radiale du barreau n'atteigne la gaine. Le non-respect de cette condition peut entraîner une interaction mécanique combustible-gaine significative pouvant conduire à la rupture de la gaine.

On note, par ailleurs, une anisotropie de gonflement (axial *versus* radial). Elle provient du différentiel de gonflement entre centre et périphérie du barreau métallique et est directement associée à la présence sur le rayon de différentes phases cristallines. *In fine*, la déformation diamétrale est généralement très supérieure à sa composante axiale, ce qui peut conduire à une fissuration de la zone externe du barreau métallique et permettre la pénétration du sodium et, de surcroît, une certaine amélioration de la conductivité thermique en périphérie.

Après contact, la vitesse de gonflement diminue fortement et le gonflement est accommodé, moyennant une faible contrainte d'équilibre dans la gaine, par la grande aptitude au fluage de l'alliage dans les porosités qui ont été créées.

Interaction chimique de l'alliage avec la gaine

L'interaction chimique entre le combustible métallique et la gaine en acier est un phénomène complexe à appréhender, en raison du nombre d'éléments impliqués : les éléments de base de l'alliage combustible (U, Pu, Zr) et de la gaine (Fe, Cr, Ni), les impuretés et les produits de fission, parmi lesquels, les lanthanides.

25. Ce gonflement, très tôt mis en évidence sur des combustibles d'uranium métal enrichi et non allié, est caractérisé par l'apparition dans l'alliage de cavités de forme très irrégulière qui révèlent une microstructure très tourmentée.

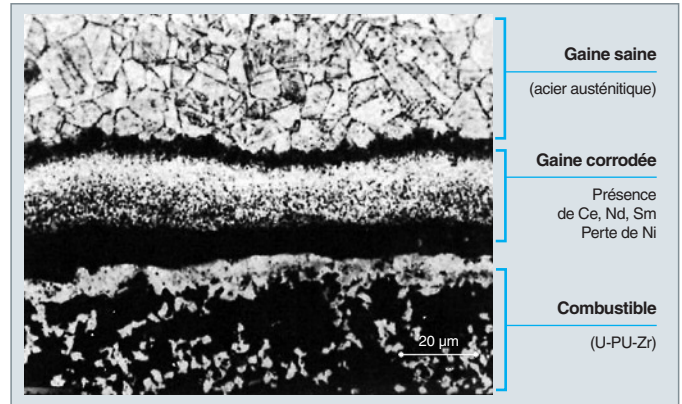


Fig. 163. Corrosion mettant en évidence les rôles du nickel et de certains lanthanides dans une aiguille combustible U-Pu-Zr à gaine en acier austénitique type D9 irradiée à 12 at.% [ANL (Argonne National Laboratory)].

Ce problème de corrosion (fig. 163) comporte deux volets : d'une part, la réduction d'épaisseur saine de gaine et, d'autre part, la formation de composés à relativement bas point de fusion en périphérie de combustible (eutectiques). Le retour d'expérience a montré que l'addition de zirconium à 10 %_{pds} minimisait la cinétique d'attaque, tandis que l'ajout de plutonium tendait corrélativement à l'augmenter et à favoriser la formation d'eutectiques à plus faibles températures.

Il n'existe pas de remède en tant que tel à cette corrosion, excepté au niveau des conditions de fonctionnement, en limitant la température maximale de gaine à 620 °C (700 °C pour l'oxyde), condition qui constitue une pénalité notable sur le rendement thermodynamique du cœur.

Oxyde ? métal ? carbure ? nitrure ? le choix est encore ouvert

Le combustible oxyde mixte demeure, pour les futurs RNR-Na de 4^e génération, le combustible de référence par un comportement en réacteur bien maîtrisé grâce à l'important retour d'expérience français et international, tant en fonctionnement normal qu'en transitoires incidentels, voire accidentels. De plus, Il bénéficie d'une très grande expérience industrielle, à la fois pour sa fabrication (voir tableau 15) et pour son retraitement.

Actuellement, seul le combustible métallique, historiquement utilisé dès les années 50 par les premiers concepteurs de RNR à métaux liquides pourrait se targuer d'un retour d'expérience *a priori* suffisant pour devenir une alternative crédible à l'oxyde.

Les combustibles carbures et nitrures restent, quant à eux, insuffisamment matures. Ils disposent néanmoins d'atouts (forte densité en noyaux lourds, marge à fusion importante en fonctionnement nominal, coefficient Doppler favorable) qui les

Tableau 15.

Fabrications aux Ateliers Plutonium (ATPu) de Cadarache de combustibles oxydes pour RNR entre 1963 et 1999				
Réacteur	Nombre d'aiguilles	Nombre de pastilles (millions)	Pastilles (tonnes ML)	Masse Pu (t)
RAPSODIE	28 536	1,0	1,2	0,35
PHÉNIX	180 941	12,6	32,4	8,20
SUPERPHÉNIX	208 396	16,9	71,2	12,70
PFR (GB)	9 555	0,7	1,6	0,54
Total	427 428	31,2	106,4	21,80

placent en première ligne pour une augmentation des performances et de la sûreté (prévention des accidents graves) des cœurs de RNR-Na.

Michel PELLETIER,

Département d'études des combustibles

► Références

[1] D.E. BURKES, R.S. FIELDING, D.L. PORTER, D. C. CRAWFORD, M. K. MEYER. "A US perspective on fast reactor fuel fabrication technology and experience part. I : Metal fuels and assembly design", *Journal of Nuclear Materials*, 389 (2009), pp. 458-469.

[2] A.K. SENGUPTA, U. BASAK, A. KUMAR, H.S. KAMATH, S. BANERJEE "Experience on mixed carbide fuels with high Pu content for Indian fast breeder reactor – An overview", *Journal of Nuclear Materials* 385, (2009), pp. 161-164.

[3] L. ROCHE, M. PELLETIER, "Modelling of the thermo mechanical and physical processes in FR fuel pins using the GERMINAL code", Proceedings of International Symposium on MOX Fuel Cycle Technologies for Medium and Long-Term Deployment, IAEA-SM-358/25 Vienna, Austria, 17-21 May 1999.

[4] D.G. CACUCI ed., « Reactors of generations III and IV - Sodium Fast Reactor Design: Fuels, Neutronics, Thermal-Hydraulics, Structural Mechanics and Safety », *Handbook of Nuclear Engineering*, vol. 4, Springer, 2010.

[5] M. TOURASSE, M. BOIDRON, B. PASQUET, "Fission product behavior in PHENIX fuel pins at high burnup", *Journal of Nuclear Materials*, 188 (1992), pp. 49-57.

[6] J.-L. RATIER, "Phénomènes de corrosion des gaines d'éléments combustibles de réacteurs à neutrons rapides". Conférence EURO-CORR, Espoo, Finland, June 4, 1992.

[7] R.B. MATTHEWS, R.J. HERBST, "Uranium-plutonium carbide fuel for fast breeder reactors", *Nuclear Technology*, Vol. 63 (1983).

[8] G. HOFMAN, L.C. WALTERS, "Metallic fast reactor fuels", *Materials Science and Technology*, Vol. 10A, 1994. Ed. R. W. Cahn, P. Haasen, and E. J. Kramer. New York, VCH Publishers Inc., 1994. pp. 1-43.

[9] G.L. HOFMAN, A.C. HINS, D.L. PORTER, L. LEIBOWITZ, E.L. WOOD, Proc. Conf. Reliable fuels for liquid metal reactors ANL-AIME, Tucson, 1986.

► Bibliographie

MATZKE (H.J.), « Science of Advanced LMFBR fuels", North Holland Physics Publishing, 1986.

« Le combustible nucléaire des réacteurs à eau sous pression et des réacteurs à neutrons rapides – Conception et comportement ». Édité par H. BAILLY, D. MENESSIER et C. PRUNIER, *Collection du CEA*, Eyrolles, série synthèses, 1997.

PELLETIER (M.), « Systèmes nucléaires du futur Génération IV – Quel combustible pour les RNR-Na ? », *Clefs CEA* n° 55, été 2007.

« Les combustibles nucléaires », Monographies de la DEN CEA - Edden, Éditions du Moniteur, 2008.

PELLETIER (M.), « Le réacteur Phénix – Bilan de 35 ans de fonctionnement », Chap. : « Les performances du combustible », *Revue Générale Nucléaire*, 2009, n°1.

GUIDEZ (J.), *Phénix, Le retour d'expérience*, chap. VII : « L'élément combustible », chap. XII : « Les irradiations expérimentales et les examens en cellule », EDP Sciences, 2013.

Le cycle du combustible des réacteurs à neutrons rapides

Le jeu combiné des captures de neutrons et des fissions est différent dans les réacteurs à neutrons lents et dans les réacteurs à neutrons rapides. Tous les **actinides*** sont **fissiles*** aux neutrons rapides, alors que seuls certains d'entre eux (U 235, isotopes impairs du plutonium) le sont aux neutrons lents. Résultat : alors que les actinides mineurs s'accumulent dans les premiers, on peut envisager de les brûler dans les seconds.

Avec les RNR, le cycle du combustible prend donc une importance particulière : le **multirecyclage*** du plutonium ouvre la perspective d'utiliser tout le potentiel énergétique des noyaux lourds, résolvant ainsi le problème des ressources qui rend non durable le nucléaire de fission actuel.

Les Réacteurs à Neutrons Rapides (RNR) et leur cycle du combustible, pour un nucléaire plus économe des ressources naturelles et plus propre

Le grand atout des réacteurs à neutrons rapides réside dans leur capacité à fabriquer autant ou plus de matière fissile qu'ils n'en consomment. Les réacteurs à neutrons rapides surgénérateurs peuvent donc, par recyclages successifs, utiliser la quasi-totalité de l'énergie contenue dans l'uranium, cent fois plus qu'un réacteur à eau ordinaire (fig. 164).

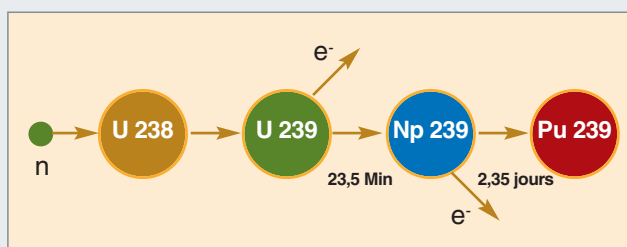


Fig. 164. Formation d'un noyau de plutonium 239 (fissile) par capture d'un neutron sur l'uranium 238 (non fissile).

La fission d'un noyau produit plusieurs neutrons. Un seul de ces neutrons est nécessaire à l'entretien de la réaction en chaîne. Les autres neutrons peuvent former d'autres noyaux fissiles par capture sur l'uranium 238 pour former du plutonium 239. Avec un réacteur iso- ou **sur-générateur***, on peut produire autant ou plus de matière fissile qu'on en consomme.

La matière fissile joue alors le rôle de catalyseur, constamment régénéré au fur et à mesure de sa consommation. Avec ce type de réacteur, ce qu'on consomme véritablement, *in fine*, c'est la matière fertile U 238.

À titre de comparaison, un REP-UOX typique (1GWé) a besoin de 180 t d'uranium naturel par an et produit 0,25 t de plutonium par an. Un RNR régénérateur de même puissance aurait besoin de 15 à 20 t de Pu (constamment régénérés) et consommerait seulement environ 1 à 2 tonnes d'uranium naturel par an. Les RNR pourraient même fonctionner en utilisant l'important stock d'uranium appauvri actuellement inutilisé par le parc de réacteurs à eau. **Les RNR résolvent donc le problème des ressources en matière fissile.**

Dans les réacteurs à spectre thermique, les actinides capturent une partie importante des neutrons sans fissionner, ce qui aboutit à la formation de noyaux de plus en plus lourds, tous radioactifs, et qu'on retrouve dans les déchets.

Dans les réacteurs à spectre rapide, capture et fission coexistent pour tous les actinides, ce qui offre la possibilité d'équilibrer leur bilan.

Toujours pour comparer, un REP-UOX typique (1GWé) produit 16 kg d'actinides mineurs chaque année. Le recyclage du Pu sous forme de MOX permet de stabiliser l'inventaire Pu, mais les actinides mineurs ne sont pas brûlés et s'accumulent. Un RNR iso-générateur de même puissance peut consommer les actinides mineurs qu'il produit. Avec ce type de système, le nucléaire peut donc gagner en propreté, par la **minimisation de la quantité et de la toxicité des déchets**.

Cependant, le recyclage des actinides mineurs en réacteur n'est qu'une option, avec ses avantages mais aussi ses inconvénients. Il implique la délicate manipulation de matières radioactives pour fabriquer et gérer de nouveaux combustibles. En outre, le recyclage se fera sans doute au prix d'une certaine réduction de performances des réacteurs brûleurs d'actinides. Par ailleurs, si on recycle les actinides, l'inventaire circulant dans les réacteurs ne sera probablement pas négligeable. Il faudra, par conséquent, mettre en balance la complexité – et les dangers – de la manipulation des actinides mineurs avec les avantages environnementaux procurés par le recyclage. Dans cette comparaison, il faudra prendre en compte le fait que les propriétés chimiques des actinides confèrent à ces derniers une quasi-immobilité dans le milieu souterrain, et qu'ils pourraient, de ce fait, aller en stockage géologique avec vraisemblablement d'excellentes conditions de sûreté à long terme pour l'environnement.

Le principal argument en faveur des RNR reste donc celui de l'économie de matière fissile ; l'argument de leur « propreté » ne vient qu'en seconde position pour justifier leur déploiement. Les RNR n'ont donc de chance d'émerger que si – ou quand – leur qualité spécifique, l'économie de matière fissile, devient un facteur clé de succès.

Nous passerons en revue ci-après trois des aspects importants et spécifiques du cycle du combustible des réacteurs rapides sodium : la synergie des cycles du combustible RNR – REP, l'expérience du **traitement*** du combustible et la **transmutation*** des actinides mineurs.

Réacteurs à eau, réacteurs rapides et cycle du combustible : un système intégré

Réacteurs à neutrons rapides et cycle du combustible sont indissociables

Avec les RNR, le cycle du combustible prend une importance particulière, car le **multirecyclage*** du plutonium ouvre la possibilité d'utiliser tout le potentiel des noyaux lourds, ce qui résout le problème des ressources et rend le nucléaire complètement durable. De plus, cette technologie permet de minimiser les déchets nucléaires ultimes. Mais pour cela, il est nécessaire de disposer de technologies de **traitement***, qui permettent de boucler le cycle du combustible.

Un RNR doit donc, presque par définition, être adossé à un cycle du combustible. Seul cet ensemble permettra de tirer pleinement parti de cette filière.

Réacteurs à neutrons rapides et réacteurs à eau sont complémentaires

Il existe actuellement, en France, un cycle du combustible associé aux réacteurs à eau, dont la figure 165 rappelle le

fonctionnement et donne l'ordre de grandeur des flux matière annuels correspondants.

Le premier point qui apparaît sur cette figure est une production annuelle d'environ 10 tonnes de Pu par an. Nous voyons alors que les REP, avec leur cycle de combustible, sont précieux pour l'établissement d'une filière rapide qui a besoin de plutonium pour démarrer ses premiers cœurs. La surgénération permet ensuite à la filière de s'autoalimenter, mais seulement à très long terme : les **temps de doublement*** restant importants, l'apport des réacteurs à eau reste nécessaire.

On peut certes faire fonctionner aussi un réacteur rapide en remplaçant le plutonium par de l'uranium enrichi. Cela a été le cas avec le cœur de démarrage de PHÉNIX, ou pour le fonctionnement actuel du réacteur BN 600 en Russie. Mais on perd alors de nombreux avantages et, en particulier, on ne résout pas le problème des ressources d'uranium à long terme.

Par contre, nous voyons aussi (fig. 165) une production annuelle en France de 940 tonnes d'uranium de retraitement. Pour des raisons de neutronique, cet uranium ne peut être

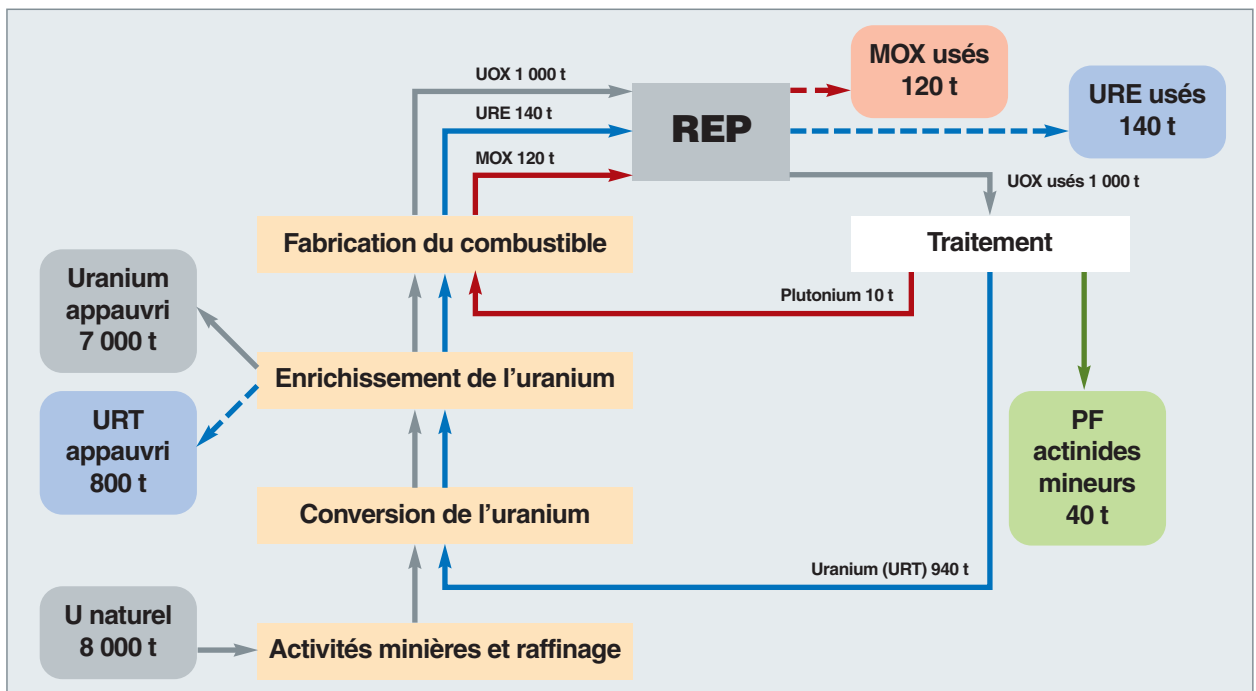


Fig. 165. Le cycle des matières dans le parc français (flux annuels indicatifs pour une production annuelle de 400 TWh).

recyclé qu'une fois en réacteur à eau. Il y a, en effet, création d'isotopes pairs de l'uranium qui sont des poisons pour le fonctionnement des REP. Le plutonium, quant à lui, est réutilisé dans les REP sous forme de MOX, mais là aussi, il ne peut être utilisé qu'une fois, sa qualité isotopique se dégradant. Seuls les réacteurs rapides permettent alors le multirecyclage de ces produits, et leur apport est nécessaire pour minimiser les déchets ultimes des REP.

Ces déchets (produits de fission et actinides mineurs) sont actuellement produits par le parc français à hauteur d'environ 40 t/an. Par ailleurs, le parc français accumule aussi les MOX usés (120 t/an), l'uranium de retraitement appauvri (800 t/an) et l'uranium de retraitement réutilisé (140 t/an), tous trois actuellement sans emploi, mais qui pourraient servir de combustible dans un parc de réacteurs rapides.

De plus, les rapides permettent de brûler les actinides mineurs par transmutation (voir *infra*, p. 171-176, le chapitre intitulé : « La transmutation des actinides mineurs dans les réacteurs à neutrons rapides »), ce qui diminuerait encore la quantité et la toxicité de ces déchets ultimes.

L'association des REP et des RNR dans le parc permet alors d'envisager des scénarios du cycle de combustible très flexibles (fig. 166). En effet, les techniques de retraitement ne diffèrent pas de manière significative entre les deux filières (voir l'expérience française correspondante, voir *infra*, p. 163-

172, le chapitre intitulé : « L'expérience de traitement des combustibles des réacteurs »).

Les scénarios de déploiement de la filière « rapide »

La coexistence sur de longues périodes de temps de réacteurs à eau de deuxième et de troisième génération avec des réacteurs rapides en déploiement amène à envisager différents types de scénarios, avec pour objectif d'optimiser la ressource uranium et de minimiser les déchets ultimes.

Les trois scénarios de déploiement des réacteurs nucléaires de puissance sur le sol français, présentés ici, sont étudiés, sur la base d'une production d'électricité constante de 430 TWhe, en vue de préparer la transition REL-GENIV, et d'évaluer les diverses stratégies de gestion du Pu à mettre en œuvre en fonction de l'importance ou de la vitesse de déploiement [1]. Le scénario de base des études est présenté en figure 167. Dans ce scénario, le déploiement des réacteurs RNR serait effectué en deux étapes, avec la mise en service de la première tête de série en 2040, suivie d'une construction de tranches pour atteindre une puissance électrique installée de 20 GWe à l'horizon 2050. Ce déploiement qui se ferait en substitution des réacteurs REL nécessiterait, vers 2030, le retraitement des combustibles REL MOX usés à une capacité de l'ordre de 300 t/an pour la fourniture en plutonium du com-

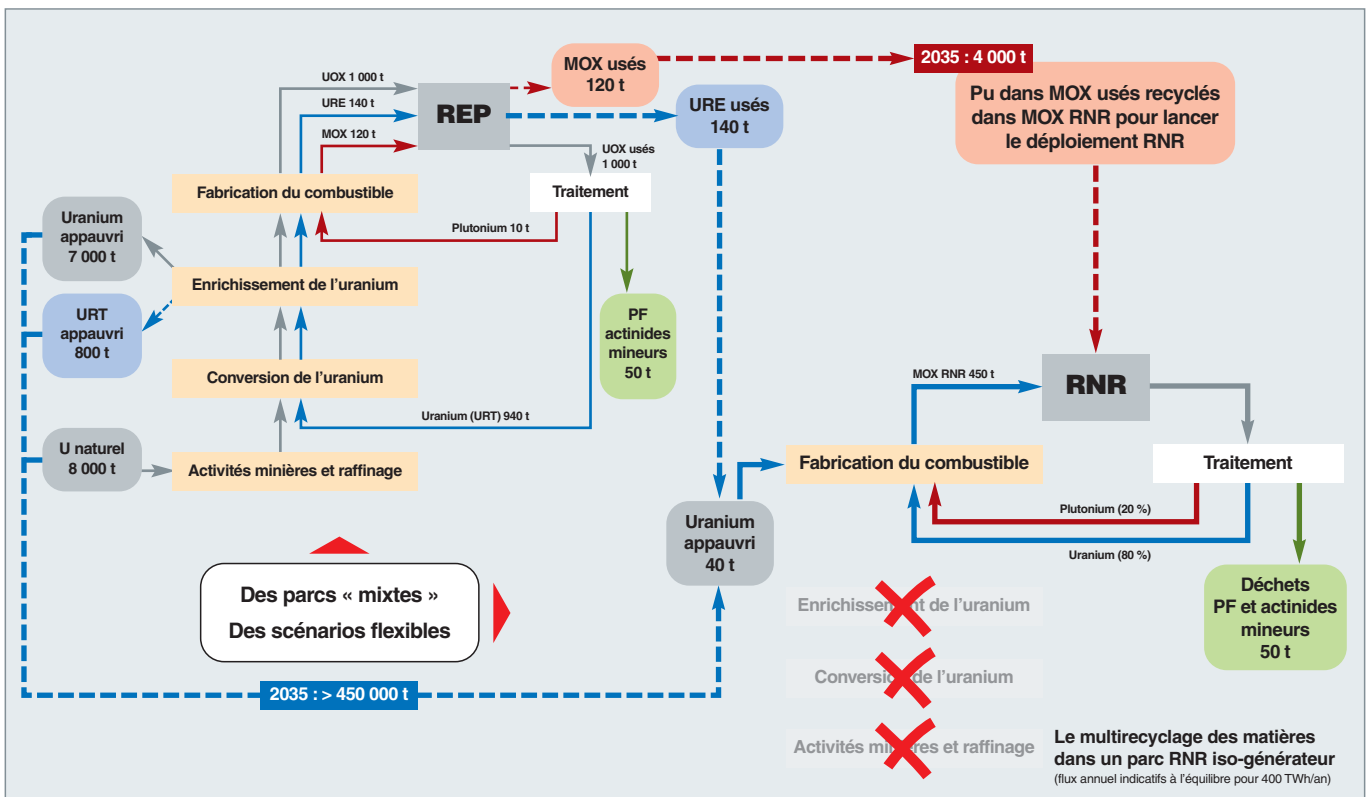


Fig. 166. Le couplage entre les cycles du combustible des réacteurs à eau (REP) et des réacteurs à neutrons rapides (RNR).

bustible. La seconde phase de déploiement débiterait alors, vers la fin du siècle, avec le plutonium recyclé des premiers combustibles RNR usés. Un second scénario à l'étude serait un déploiement des RNR vers la fin du siècle. Comme présenté sur la figure 168, ce déploiement se ferait en une seule étape, mais aurait comme impact un besoin plus important en plutonium nécessitant des capacités de retraitement des com-

bustibles REL MOX usés, de l'ordre de 1 000 t/an. Enfin, un troisième scénario à l'étude envisagerait un déploiement de réacteurs RNR progressif et ajustable selon des besoins, qui viendrait en complément du parc REP en exploitation. Dans ce scénario présenté sur la figure 169, le déploiement des RNR pourrait être calé sur la production de plutonium provenant du traitement des combustibles UOX (~1 000 t/an)

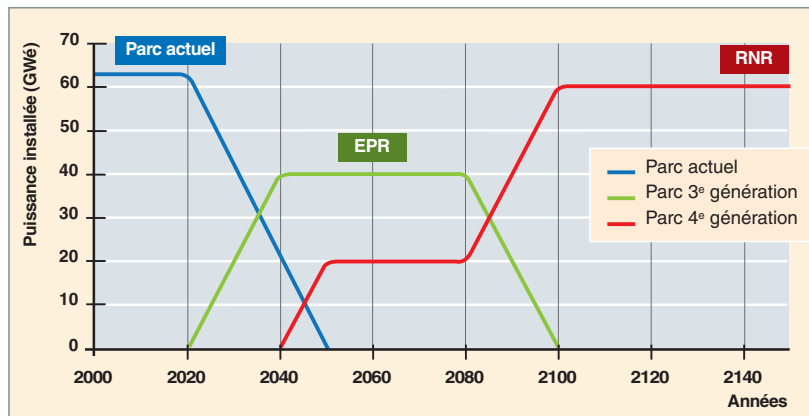


Fig. 167. Scénario de déploiement des RNR, à partir de 2040, en substitution des REL.

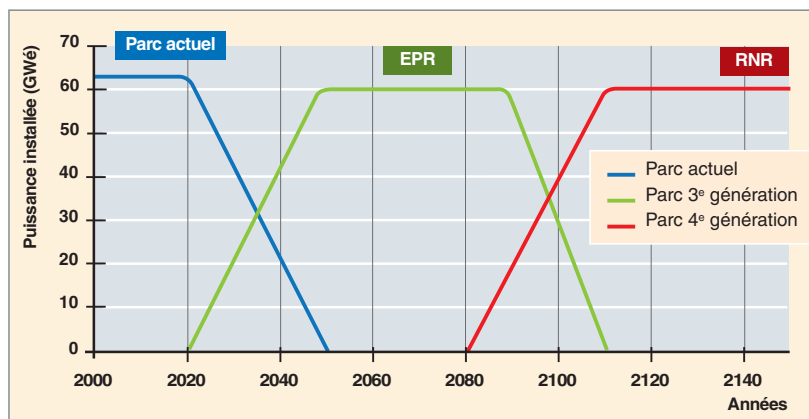


Fig. 168. Scénario de déploiement différé des RNR, en substitution des REL

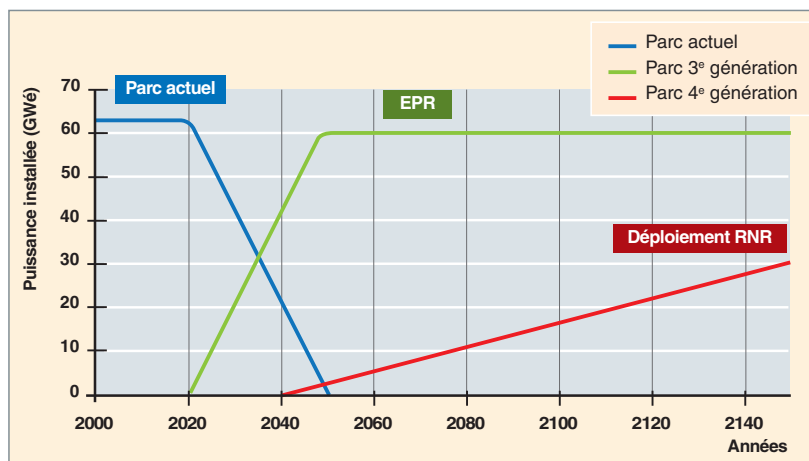


Fig. 169. Scénario de déploiement des RNR progressif en complément des REL en exploitation.

Flexibilité et complémentarité

Nous voyons donc que les REP et les RNR sont complémentaires avec le cycle du combustible associé pour assurer à long terme les ressources en uranium et pour réduire de manière importante les déchets finals. Ce fonctionnement complémentaire peut s'effectuer avec une grande flexibilité, sur la base d'un cycle du combustible commun.

Bernard BOULLIS,
Direction du soutien au nucléaire Industriel
et Joël GUIDEZ,
Direction de l'énergie nucléaire

► Références

[1] C. COQUELET-PASCAL, M. MEYER, R. GIRIEUD, M. TIPHINE, *Scénarios de multi-recyclage du Pu en RNR-Na*, Note technique SPRC/LECY 12-313.

L'expérience de traitement des combustibles des réacteurs rapides sodium

L'expérience française de traitement des combustibles d'oxyde d'uranium et de plutonium des réacteurs à neutrons rapides

Le développement de la filière des réacteurs à neutrons rapides et à caloporteur sodium visant une surgénération du plutonium avait pour objectif de produire la matière fissile suffisante pour l'alimentation en combustible des réacteurs de cette filière. Dans ce contexte, la question de la « retraitabilité » du combustible a été examinée très tôt, dès les années 60, avec pour objectif d'aboutir à un procédé industriel de traitement basé principalement sur le procédé PUREX. Outre les études de laboratoire menées dans les labos chauds de l'INB 57 de Fontenay-aux-Roses, le **retraitement*** de ces combustibles a eu lieu successivement dans trois installations [1] :

- L'atelier expérimental pilote AT1 à La Hague qui a fonctionné de 1969 à 1979 à une capacité maximale de traitement de 1 kg/j (150 kg/an) ;
- l'atelier pilote de Marcoule (APM), exploité de 1973 à 1997, dont la capacité initiale de 2 t/an fut portée à 5 t/an en 1988 ;
- l'usine UP2-400 à La Hague où le retraitement de ces combustibles RNR a été effectué en dilution avec des combustibles de la filière UNGG.

On trouvera représenté sur la figure 170 les périodes et la place occupée par les campagnes de retraitement de combustibles oxydes mixtes RNR dans ces trois installations.

L'expérience sur l'atelier AT1 de La Hague

Cet atelier dont une vue d'ensemble est donnée sur la figure 171 était l'atelier prototype pour le retraitement des combustibles de la filière rapide française.

Il a été exploité de 1969 à 1979, éprouvant les techniques de retraitement sur les combustibles de RAPSODIE, FORTIS-SIMO et PHÉNIX. Comme pour les deux autres installations,



Fig. 171. Vue de l'atelier AT1, prototype pour le retraitement des combustibles de la filière rapide française.

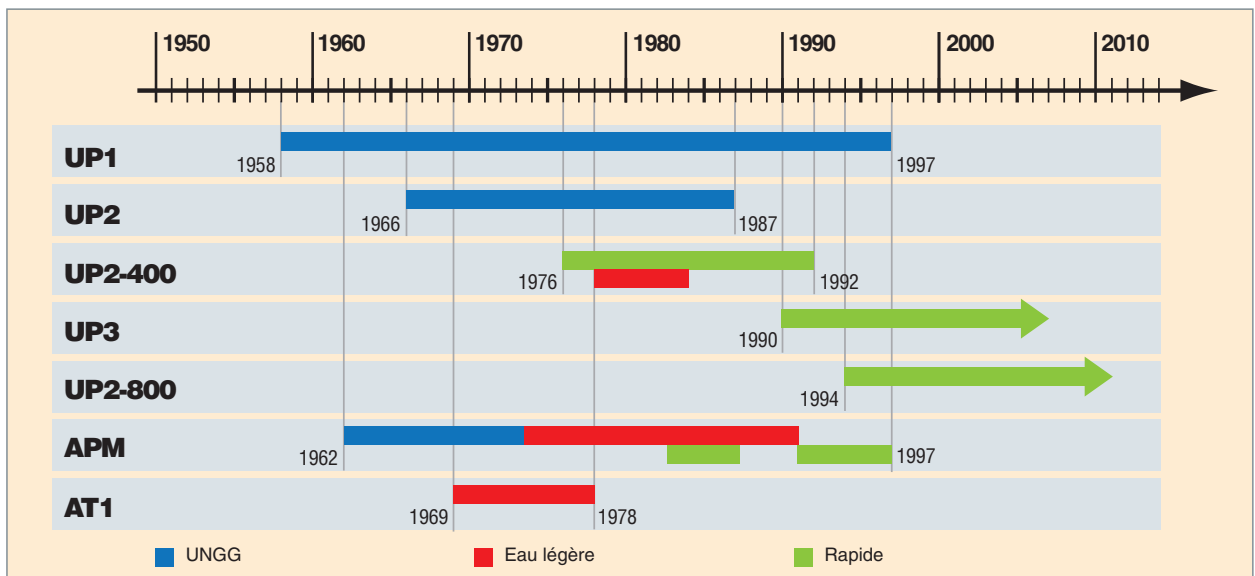


Fig. 170. L'expérience française de retraitement des combustibles oxydes mixtes des RNR.

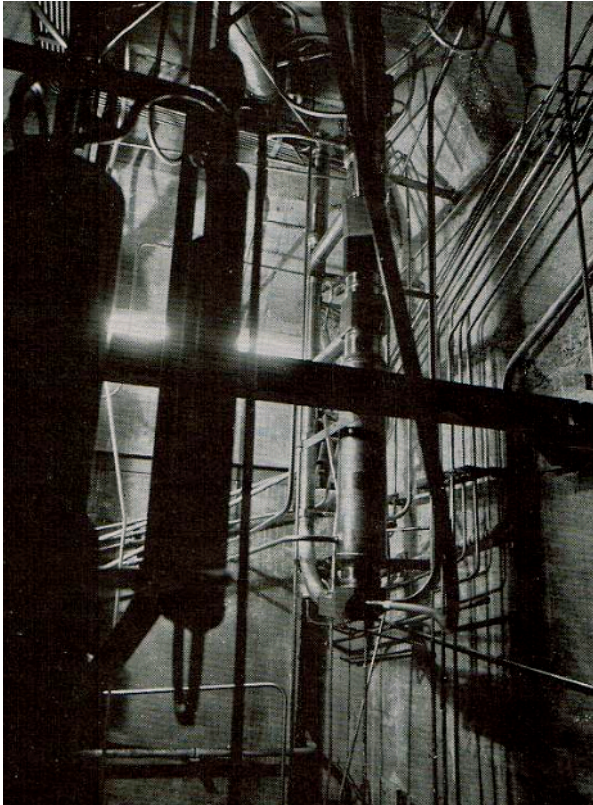


Fig. 172. Vue de la cellule de dissolution de l'atelier AT1.

les assemblages combustibles étaient désassemblés dans les cellules d'examen (LDAC à Cadarache pour RAPSODIE et CEI pour PHÉNIX), et les aiguilles extraites pour le retraitement arrivées sur les sites conditionnées en étui.

L'accès au combustible se faisait aiguille par aiguille par un cisailage mécanique. Les tronçons de combustible récupérés étaient dissous dans un dissolvant batch alimenté en acide nitrique concentré (voir fig. 172). Des cycles d'extraction (quatre, au total) réalisés en mélangeurs-décanteurs permettaient de séparer et de purifier l'uranium et le plutonium des produits de fission. La conversion en oxyde de plutonium était réalisée par précipitation oxalique.

On trouvera, dans le tableau 16, l'ensemble des campagnes expérimentales menées dans AT1 qui ont permis de valider les principes de retraitement du combustible « rapide », sur plus de 15 000 aiguilles (RAPSODIE, FORTISSIMO et PHÉNIX confondus), avec des **taux de combustion*** variant de 40 000 à 120 000 MWj/tox., et des temps de refroidissement compris entre 6 et plus de 24 mois.

Les deux dernières années de fonctionnement d'AT1 ont été consacrées à des opérations de ménage. À la mise à l'arrêt définitif, prononcée en 1979, AT1 avait retraité au total plus de 800 kg d'uranium et de plutonium.

Tableau 16.

Campagnes expérimentales de traitement menées dans l'atelier AT1				
Campagne	Nombre aiguilles	Quantité U+Pu (kg)	TC max cœur (MWJ/tox)	t refroid. (mois)
1969	281	16,5	40 000	6
1970	576	43,4	53 000	6
1971	641	49,1	52 000	12
1972-A	934	37,1	52 000	2,5
1972-B	634	46,5	55 000	> 6
1972-C	1 808	70,5	85 000	2 à 6
1973-A	697	49,2	55 000	12
1973-B	760	25,7	68 000	12
1974-A	3 103	115,5	90 000	4 à 12
1974-B	1 687	80,4	90 000	12
1975-A	190	34,3	8 350	-
1975-B	908	33,6	95 000	1,5 à 5
1976-A	534	11,3	24 000	-
1976-B	303	10,8	120 000	6
1976-C	454	17,2	85 000	12
1976-D	152	5,5	85 000	12 à 24
1977-A	166	28,4	44 200	8
1977-B		11,9	-	>24
1977-C	156	7,9	-	>24
1977-D	1 493	58,8	90 000	>24
Total	15 477	753,7		

L'expérience de retraitement à l'APM

Le retraitement à l'Atelier Pilote de Marcoule (APM) s'est effectué d'abord sur la chaîne TOP, de 2 t/an de capacité, de 1973 à 1983. Puis une rénovation de l'APM a été entreprise de 1984 à 1987, avec la construction de la chaîne TOR pour porter la capacité de traitement de l'APM à 5 t/an. Une vue de l'APM rénové est donnée sur la figure 173. Il est à noter que les chaînes TOP et TOR de l'APM ont été conçues en géométrie sûre pour pouvoir opérer sans limitation de concentration ou de masse, lors du traitement de combustibles enrichis en plutonium à une teneur maximale Pu/U+Pu de 28 %, et équipées d'appareils développés pour prendre en compte les spécificités des combustibles RNR à l'entrée de l'atelier.

La chaîne TOP, dont une vue est donnée sur la figure 174, a retraité de 1973 à 1976 des combustibles RAPSODIE-FORTISSIMO et des combustibles du réacteur allemand KNK I (UO₂ enrichi à 6,7 % en U 235). Puis, de 1976 à 1978, le premier cœur de PHÉNIX (2,3 t) composé d'UO₂ enrichi à 26 % en U 235, et, enfin, les cœurs au Pu de PHÉNIX (6,8 t de Pu) de 1978 à 1983.

Le tableau 17 rappelle les campagnes de combustibles PHÉNIX (soit l'équivalent de 143 assemblages fissiles) traités dans la chaîne TOP de l'APM.



Fig. 173. Vue de l'atelier pilote de Marcoule rénové.

La chaîne TOR, mise en service en 1988, a permis de traiter, de 1988 à 1991, 7,2 t d'U et de Pu provenant des cœurs au Pu de PHÉNIX, irradiés à de taux de combustion pouvant atteindre jusqu'à 105 000 MWj/tox. Pendant cet intervalle de temps, et jusqu'en 1994, les combustibles du réacteur allemand KNK II composés d'UO₂ enrichi à 40-60 % en U 235 et de d'oxyde mixte d'U et Pu ont également été traités. Le tableau 18 récapitule les campagnes de traitement de combustibles PHÉNIX réalisées dans la chaîne TOR de l'APM.

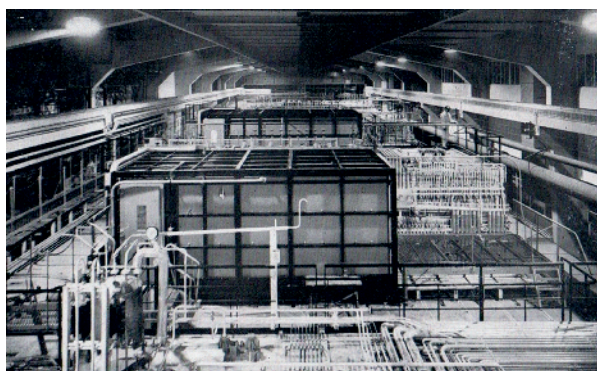


Fig. 174. Vue de la chaîne TOP de l'APM.

Tableau 17.

Campagnes de retraitement de combustibles RNR de type PHÉNIX réalisées dans la chaîne TOP de l'Atelier Pilote de Marcoule			
Campagne	Quantité U+Pu (kg)	TC max cœur (MWj/t _{ox})	t refroid. (mois)
P0-cœur 1	154	37 000	10 à 30
P1-cœur 2	198	37 000 à 48 000	14
P2-cœur 1	740	55 000 à 65 000	30 à 50
P3-cœur 2	1 840	55 000 à 72 000	23 à 40
P4-cœur 2	2 193	55 000 à 83 000	14 à 40
P5-cœurs 1 et 2	1 644	35 000 à 101 000	15 à 42
Total	6 769		

Tableau 18.

Campagnes de traitement de combustibles RNR d'origine PHÉNIX réalisées dans la chaîne TOR de l'APM			
Campagne	Quantité U+Pu (kg)	TC max cœur (MWj/t _{ox})	t refroid. (mois)
P6-cœur 2	185	< 77 000	60 à 72
P7-cœur 2	457	76 000 à 84 000	61 à 78
P8-cœurs 1 et 2	3 958	73 000 à 103 000	64 à 74
P9-cœurs 1 et 2	2 232	62 000 à 98 000	40 à 83
P10-cœurs 1 et 2	411	71 000 à 105 000	30 à 122
Total	7 243		

À l'APM, les aiguilles réparties en nappes dans la cellule mécanique (voir fig. 175) étaient cisailées de manière unitaire comme dans AT1.

La dissolution était réalisée en « discontinu » par de l'acide nitrique concentré et bouillant dans un dissolvant qui comprenait un tube et un « slab », une vue de l'appareil étant donnée sur la figure 175.

Les cycles d'extraction et de purification de l'uranium et du plutonium, trois au total, étaient mis en œuvre dans des colonnes pulsées et des mélangeurs/décanteurs.

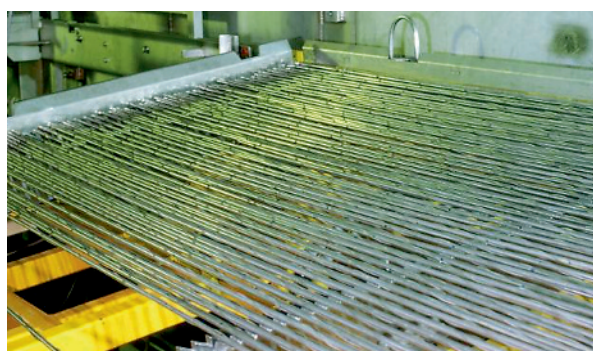


Fig. 175. Cellule de traitement mécanique des aiguilles combustibles de la chaîne TOR.

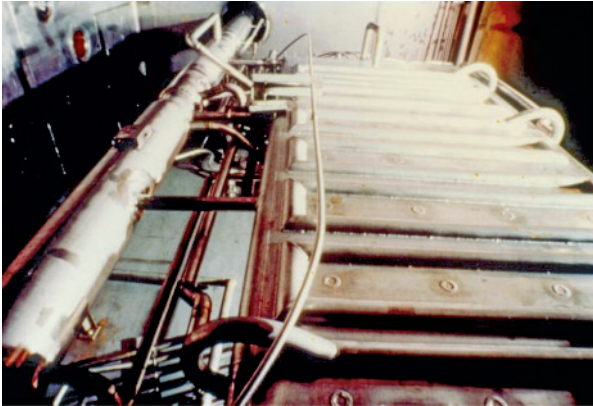


Fig. 176. Vue du dissolvant de la chaîne TOR de l'APM.

Des unités de R&D pilotes implantées dans la chaîne TOR ont testé des améliorations techniques des procédés chimiques et mécaniques, comme le retrait du **fil espaceur*** des aiguilles avant l'étape de cisailage et le piégeage des effluents gazeux de dissolution (principalement l'iode sur support solide). Des appareils innovants, comme le dissolvant continu hélicoïdal (DCH) ou la fusion des **coques***, présentés sur les figures 177 et 178, ont été installés mais jamais mis en exploitation.

On notera également la réalisation dans l'installation APM de recherches sur la vitrification des produits de fission.



Fig. 178. Cellule de fusion des coques.



Fig. 177. Prototype de dissolvant continu hélicoïdal.

L'installation PIVER de Marcoule vitrifiera ainsi les solutions de produits de fission provenant du retraitement de deux tonnes de combustible PHÉNIX.

En résumé, l'expérience du retraitement des combustibles rapides sur l'APM portant sur une masse de 13,5 t de métal lourd provenant du réacteur PHÉNIX est conséquente. Toutes les étapes du procédé, depuis la réception des aiguilles jusqu'à la délivrance des produits finis, ont été correctement maîtrisées, avec des performances comparables à celles obtenues lors du retraitement d'autres types de combustibles, tant au niveau de la récupération de la matière fissile que de l'obtention des spécifications requises (facteurs de décontamination et purification).

Les campagnes réalisées à l'APM ont permis d'éprouver le fonctionnement des installations sur des durées significatives, d'apporter des renseignements sur la nature, les quantités et les activités des effluents et déchets procédé produits, et d'assurer la maîtrise des opérations analytiques associées.

L'expérience de retraitement dans l'usine UP2-400 de La Hague

L'usine UP2-400 de La Hague a traité entre 1979 et 1984 environ 10 t de combustibles du cœur interne de PHÉNIX (cœur le moins enrichi en Pu), irradiés à des taux de combustion compris entre 24 000 et 91 000 MWj/t_{ox}. L'usine n'étant pas conçue pour le traitement de combustible RNR, les dispositions suivantes ont été prises au traitement : cisailage des aiguilles directement avec leur étui de transport, dissolution discontinue, réalisée à basse concentration en Pu, et dilution des solutions de dissolution par des solutions de combustible UNGG avant leur envoi aux extractions.

Bilan du retour d'expérience français sur les opérations de retraitement

Le démantèlement des assemblages

Le tube hexagonal* (TH) épais des RNR (3 à 5 mm) interdit vraisemblablement le cisailage de l'assemblage entier, tel que cela est pratiqué pour les réacteurs à eau. Les assemblages, préalablement lavés pour les débarrasser de leur sodium résiduel, doivent donc être démantelés (séparation de la tête et du pied et ouverture du TH) pour en extraire les aiguilles. L'opération d'ouverture du TH était pratiquée à la cellule d'examen des éléments irradiés (CEI) de la centrale PHÉNIX, par fraisage mécanique sur deux angles opposés du TH, puis par écartement des deux demi-TH et, enfin, extraction des différents lits d'aiguilles qui étaient ensuite disposés dans des étuis. Si cette technique robuste et éprouvée est bien adaptée à de faibles cadences de traitement, l'ouverture du TH par la technique de fissuration au cuivre, mise au point au LECA et représentée figure 179, semblerait mieux appropriée à un traitement industriel.

Le cisailage des aiguilles

Pour cette opération, se pose la question de la nécessité ou non d'enlever au préalable le fil espaceur hélicoïdal des aiguilles. La réponse dépend du fonctionnement de la cisaille et du dissolvant.

On notera que l'expérience PHÉNIX a été effectuée sans enlèvement préalable des fils. Le cisailage en tronçons s'est effectué sans problèmes majeurs, soit aiguille par aiguille (AT1, TOP), soit sur rangées d'aiguilles (TOR), soit par cisailage direct des étuis (UP2-400). Il semble indispensable, pour une usine du futur traitant des RNR, de concevoir des appareils de tête de procédé acceptant à l'entrée des aiguilles encore munies de leur fil espaceur.

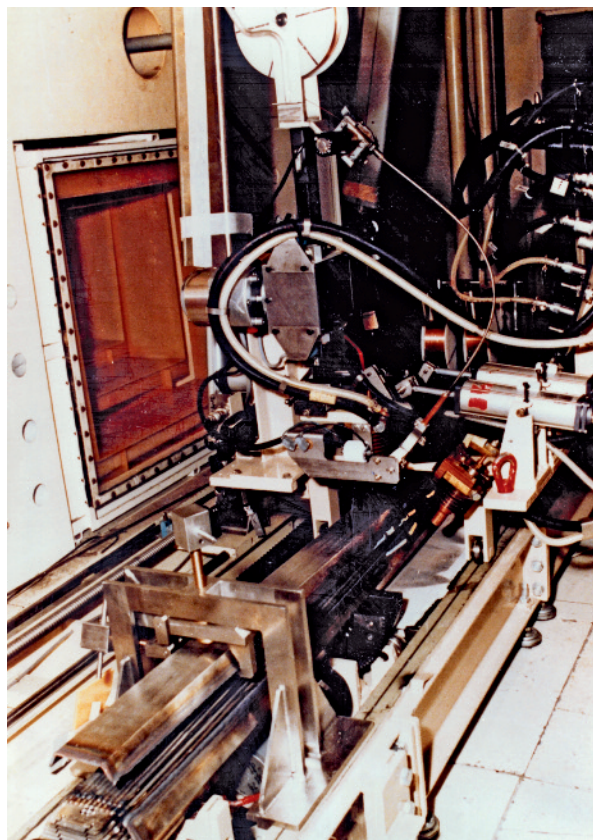


Fig. 179. Ouverture du tube hexagonal par procédé de « fissuration au cuivre ».

La dissolution du combustible

Deux aspects sont à considérer : la mise en solution la plus complète possible de l'uranium et du plutonium dans l'acide nitrique à l'ébullition, et la tenue du matériau de gainage dans ce même milieu.

L'oxyde d'uranium et l'oxyde de plutonium forment des solutions solides solubles dans l'acide nitrique jusqu'à des teneurs en Pu de l'ordre de 35 %. Au-delà, comme indiqué sur la figure 180, leur insolubilité est conséquente et l'oxyde mixte est alors considéré comme insoluble.

Les cœurs PHÉNIX (cœur 1 à 18-21 % de Pu et cœur 2 à 25-28 % de Pu) n'ont pas posé de problèmes particuliers de dissolution, dans les limites des taux de combustion testés ($\leq 100\,000$ MWj/t_{ox}), puisque la masse de Pu du combustible accompagnant les insolubles était au plus de l'ordre de 0,1 %. Ce point devra toutefois être vérifié dans le futur pour des taux de combustion supérieurs à 100 000 MWj/t_{ox}.

Les nuances d'acier utilisées pour le gainage des aiguilles combustibles des derniers cœurs PHÉNIX, contenant au moins 15 % de chrome : 316 L, 316 Ti, 15-15 Ti, ont tous montré une résistance à la corrosion par le milieu de dissolution

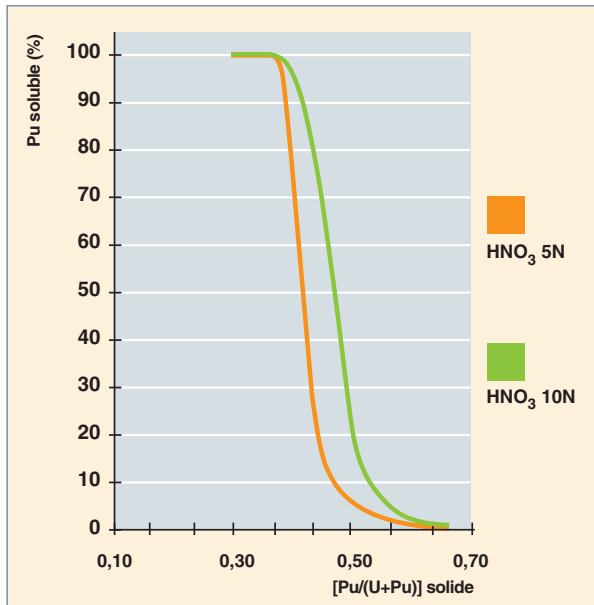


Fig. 180. Solubilité des solutions solides (U,Pu) O₂ dans l'acide nitrique.

satisfaisante autorisant, de ce fait, la mise en œuvre de procédé industriel de dissolution à tronçons noyés. Cela pourrait ne plus être le cas dans le futur si les concepteurs d'assemblage, pour atteindre des taux de combustion beaucoup plus importants (~ 150 000 MWj/t_{ox}) étaient amenés à utiliser des aciers martensitiques de type ODS dont la teneur en chrome est inférieure à 10 %.

La clarification

La séparation des produits insolubles de la solution de dissolution par centrifugation avant les opérations d'extraction ne pose pas de problème particulier à faible capacité. En revanche, le traitement massif de combustible RNR demandera une gestion particulière du risque de criticité et de l'impact thermique à cette étape du procédé.

Les cycles d'extraction

Ces opérations n'ont pas posé de problèmes particuliers, et les améliorations apportées depuis dans le cadre du traitement des combustibles des réacteurs à eau sont transposables à une usine de traitement de combustibles RNR.

On notera cependant que, pour rester dans les normes habituelles de puissance thermique des solutions, et pour obtenir des facteurs de décontamination en ruthénium dans les produits finis satisfaisant les spécifications, il est préférable de laisser refroidir les combustibles au moins cinq ans en piscine avant d'effectuer leur traitement.

Les déchets

L'installation pilote PIVER de Marcoule a vitrifié les solutions de produits de fission provenant du retraitement de 2 t de combustible PHÉNIX. Ainsi, des conteneurs de verre contenant 100 % de raffinats RNR ont été produits. On notera toutefois que ces verres présentent des taux de charge de l'ordre de 8 %, plus faibles que ceux des verres actuels « R7/T7 ». Une augmentation de ce taux de charge conduirait à un dépassement de la dose *alpha* intégrée à 10 000 ans spécifiée actuellement à 10¹⁹ désintégrations *alpha* par gramme. La teneur en chrome (produit de corrosion des déchets de gainage) dans les solutions de produits de fission pourrait aussi limiter le taux de charge, car l'oxyde de chrome est difficile à dissoudre dans le verre (teneur maximum de 0,6 % en Cr₂O₃ dans la spécification actuelle du verre « R7/T7 »).

Tant que ces bornes (dose *alpha* intégrée à 10 000 ans et teneur en Cr₂O₃) ne sont pas détendues dans le cadre d'une nouvelle spécification, on est conduit à vitrifier les raffinats PF issus de traitement de combustibles RNR en dilution avec les raffinats de traitement de combustibles UO₂. C'est une difficulté que l'on rencontre aujourd'hui avec le traitement massif de combustibles REL MOX. La dilution permet aussi, par ailleurs, de s'affranchir de la problématique d'incorporation du chrome. C'est ce principe qui a été mis en œuvre à l'AVM pour la vitrification des raffinats PHÉNIX traités à l'APM, avec une dilution par des raffinats UNGG.

La gestion des résidus de dissolution de combustibles RNR n'est pas entièrement résolue. Leur incorporation dans les verres, actuellement limitée à une teneur de 3 %, est, de plus, difficile, en raison de leur granulométrie. Deux voies alternatives sont envisageables pour le futur, une incorporation dans le lingot de coques fondues ou l'élaboration d'un verre spécifique incorporant les résidus de dissolution à des teneurs élevées.

Enfin, le développement d'un procédé de fusion des déchets de gainage des combustibles RNR (coques, fil espaceur...) composés essentiellement d'acier inoxydable en est resté au stade laboratoire (huit lingots de 3,4 kg élaborés). La fusion semble néanmoins, avec la production d'un déchet dense et massif, le procédé à privilégier pour le futur.

Un retour d'expérience unique au monde

Les trois installations que sont AT1, APM et UP2-400 ont retraité, au total, environ 25 t de combustibles RNR irradiés jusqu'à des taux de combustion de 100 000 MWj/t_{ox}, et pour la plupart faiblement refroidis.

Cette expérience française reste toutefois sans équivalent dans le monde, à la fois sur la maîtrise du procédé de traitement et sur la gestion des déchets.

Malgré ces avancées qui ont abouti, pour certaines, à innover dans la technologie des appareils, ce retour d'expérience a pointé les points de procédé et les appareils où des efforts conséquents de R&D sont encore nécessaires pour parvenir à un procédé mature et robuste de traitement massif de combustibles RNR [2].

La fabrication du combustible « rapide »

Par ailleurs, une partie du plutonium récupéré lors du recyclage (3,3 t) a été utilisée pour fabriquer du combustible PHÉNIX. Cela a permis de démontrer la fermeture du cycle des combustibles RNR, et la faisabilité du multirecyclage du plutonium (fig. 181).

La fabrication du futur combustible pour les RNR-Na sera différente selon qu'on envisage ou non de recycler les actinides mineurs. Si on ne les recycle pas, la fabrication du combustible MOX RNR ne diffère guère de celle du MOX REP, actuellement bien maîtrisée par l'industrie française. Si on envisage de recycler les actinides mineurs, on est confronté à la radioactivité desdits actinides mineurs, qui complique notablement la fabrication du combustible, car les précautions de radioprotection nécessaires imposent la fabrication en chaîne blindée. Deux sous-options sont envisagées : le recyclage en mode hétérogène, où les actinides mineurs sont concentrés dans des cibles de transmutation représentant un tonnage faible ; et le recyclage en mode homogène, où ils sont dilués dans le combustible MOX. Ces deux options sont examinées plus loin (voir *infra*, p. 171-176, le chapitre intitulé : « La transmutation des actinides mineurs dans les réacteurs à neutrons rapides »).

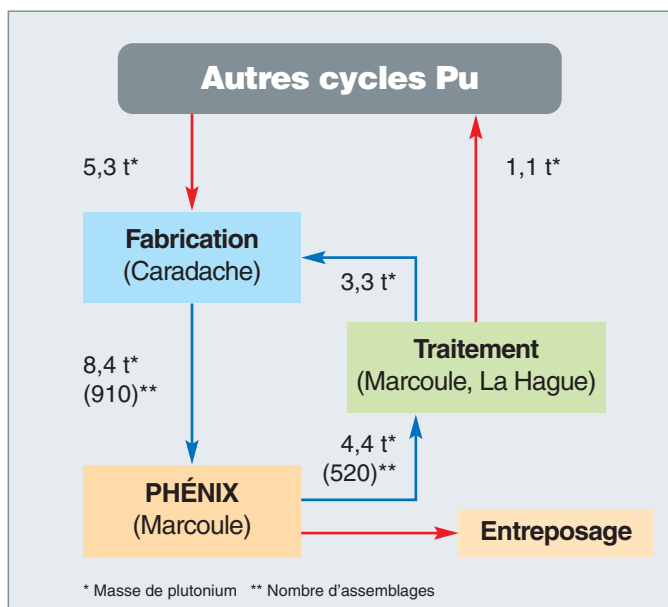


Fig. 181. Démonstration dans PHÉNIX de la fermeture du cycle des combustibles RNR.

Les alternatives au combustible oxyde mixte RNR

Les combustibles candidats au remplacement des oxydes mixtes d'U et Pu dans les combustibles des réacteurs RNR sont principalement les carbures, les nitrures et les alliages métalliques. Leur comportement au retraitement diffère selon les matériaux [3].

Le carbure mixte (UPu)C a été développé principalement en Inde pour le cycle du combustible du réacteur FBTR. Une des propriétés de cette céramique est sa **pyrophoricité*** dans l'air à l'état divisé qui impose un « inertage » des opérations en voie sèche : fabrication et traitement mécanique avant dissolution. Le carbure est dissous rapidement dans de l'acide nitrique concentré, mais forme en solution des espèces carbonées organiques entraînant des pertes de plutonium aux cycles d'extraction dans les raffinats et dans le solvant désextrait. Le procédé PUREX ne peut donc pas être appliqué au traitement des carbures, sans recourir à une adaptation des conditions de dissolution conduisant à une minéralisation de ces espèces.

Les nitrures sont principalement étudiés en Russie et au Japon. Comme les carbures, ils sont pyrophoriques à l'état divisé. Les nitrures d'uranium et les nitrures mixtes (UPu)N sont solubles dans l'acide nitrique concentré. Le problème du retraitement des nitrures est, d'une part, leur teneur élevée en C 14 (émetteur β de 5 600 ans de période) formé en cours d'irradiation par réaction nucléaire sur l'azote $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$ et qui se dégage sous forme de $^{14}\text{CO}_2$ à la dissolution qu'il faut piéger, et, d'autre part, la formation en solution de quantités notables d'ions ammonium qu'il faut détruire dans les effluents avant la vitrification.

Même si l'alliage métallique U-Pu-10Zr peut être retraité par voie **hydrométallurgique*** comme le montre l'expérience EUROCHEMIC [4], les contraintes d'emploi de l'acide fluorhydrique nécessaire pour la dissolution et les précipitations éventuelles à la dissolution des fluorures d'uranium et de plutonium rendent ce procédé peu attrayant pour une application industrielle. L'électroraffinage en milieu sel fondu développé aux États-Unis par *Argonne National Laboratory* semble mieux approprié au traitement de ce type de combustible [5]. Une installation pilote installée sur le site d'Idaho Falls a déjà retraité par cette technique plus de 3 t de combustible métallique provenant du réacteur EBR II.

Une alternative à l'hydrométallurgie* : le retraitement des combustibles métalliques des réacteurs à neutrons rapides par pyrométallurgie*

Dans le projet *Integral Fast Reactor* (IFR) américain des années 80, il était prévu de recycler l'ensemble des actinides (U, Pu, Am, Np et Cm) du combustible métallique nourricier U-Pu-Zr en milieu sels fondus [6], milieu considéré plus adapté au retraitement de ce type de matériau que le procédé PUREX. Pour ce retraitement, *Argonne National Laboratory* proposa de combiner une étape principale d'électroraffinage du combustible irradié dans LiCl-KCl à 500 °C, et des étapes complémentaires d'extraction sel fondu/métal liquide. Le projet IFR fut stoppé en 1994, mais le développement du procédé d'électroraffinage ayant atteint un développement à l'échelle pilote, cette technique fut proposée pour la reprise et le conditionnement des combustibles métalliques irradiés U-Zr [7] des réacteurs EBR-II (*Experimental Breeder Reactor-II*) et FFTF (*Fast Flux Test facility*) dont le stockage en l'état sur le sol américain était jugé dangereux, en particulier à cause du joint thermique sodium. La campagne de démonstration eut lieu de 1996 à 1999 où 100 assemblages de combustible nourricier (soit environ 410 kg d'uranium enrichi) et 25 assemblages de combustible fertile (soit 1 200 kg d'uranium appauvri) ont été



Fig. 182. Vue d'un dépôt d'uranium métallique à la cathode solide d'un électroraffineur.

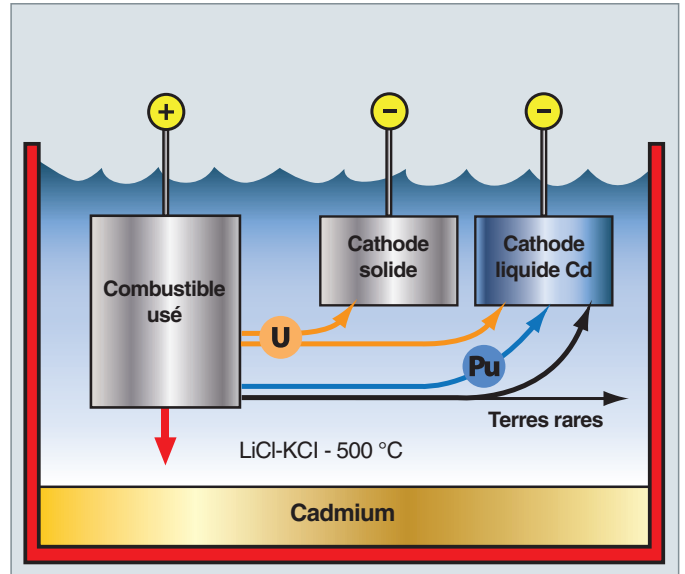


Fig. 183. Principe du procédé ANL d'électroraffinage.

traités à Idaho Falls par cette technique, et l'uranium récupéré pour entreposage. Une vue de dépôt d'uranium à la cathode est donnée sur la figure 182.

Le principe du procédé d'électroraffinage consiste, comme schématisé sur la figure 183, en une dissolution anodique du combustible, suivie d'une électrodéposition sur cathodes des actinides sous forme métallique, dans un électrolyte de sels fondus.

Comme représenté sur la figure 184 qui donne le potentiel standard apparent des actinides et des lanthanides sur différentes natures de cathode, il est possible de récupérer l'uranium séparément des autres actinides sur cathode solide

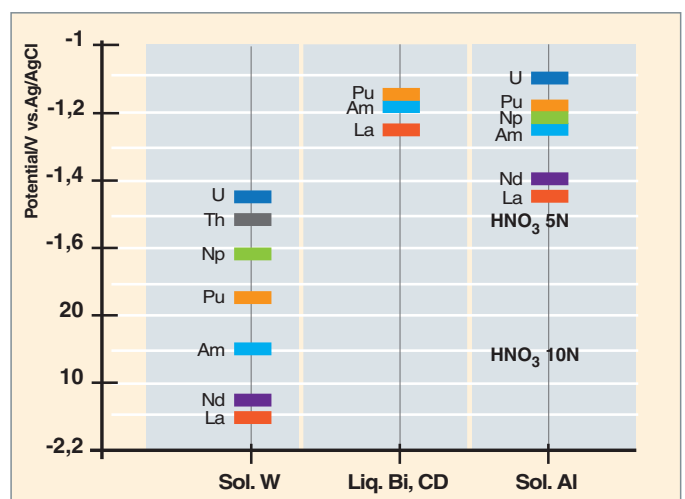


Fig. 184. Potentiels standards apparents des actinides et des lanthanides sur cathodes solide inerte (W) ou réactive (Al), et sur cathode liquide (Cd, Bi) dans LiCl-KCl à 500 °C.

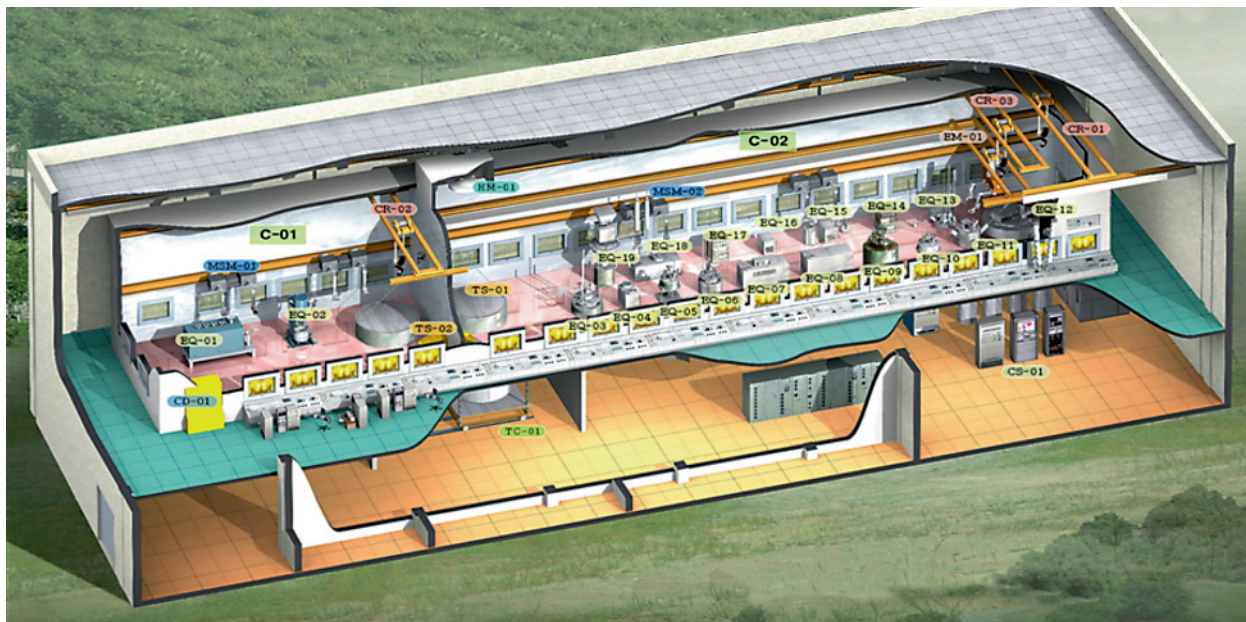


Fig. 185. L'installation prototype PRIDE, pour l'étude du traitement pyrochimique du combustible nucléaire (Corée du Sud).

inerte. En revanche, sur cathode de cadmium liquide, les potentiels des actinides sont relativement proches les uns des autres, d'où la possibilité de les récupérer de manière groupée dans le métal, avec un facteur de séparation An/Ln supérieur à 20.

Le traitement par voie pyrochimique a pour vertu d'être un procédé compact, et bien adapté au traitement du combustible métallique. Il est, en revanche, mal adapté à un cycle du combustible à base d'oxydes. Même si ce procédé n'a pas encore atteint le niveau maturité du procédé PUREX en termes de performances de séparation et de gestion des déchets, les avancées d'INL ont conduit des pays comme l'Inde et la Corée du Sud à s'intéresser à ce procédé et à lancer d'importants programmes de développements technologiques et d'industrialisation [8], [9] pour disposer, à l'horizon 2030, des premières unités industrielles de retraitement pyrochimique (fig. 185).

Une faisabilité acquise, des variantes possibles

La France est le seul pays à avoir tenté et réussi le traitement-recyclage des combustibles RNR. Sur le cycle du combustible oxyde, elle dispose d'un retour d'expérience unique au monde.

De nombreuses variantes dans les procédés chimiques de séparation des actinides (séparation poussée pour la transmutation sélective de certains actinides, ou séparation groupée, pour offrir des barrières supplémentaires à la prolifération) ont déjà été développées au stade du laboratoire (voir

monographie DEN/CEA : « Le traitement-recyclage du combustible nucléaire usé », DEN/CEA, Éditions du Moniteur, mai 2008).

Leur déploiement industriel ne poserait probablement pas de problèmes techniques insurmontables. La pertinence de l'option « séparation et recyclage des actinides mineurs » est encore en discussion ; elle permettrait un cycle du combustible certes plus propre, mais au prix d'une complication importante des procédés du cycle et d'une pénalité économique notable.

La fabrication du combustible pour les RNR-Na est différente, selon qu'on envisage ou non de recycler les actinides mineurs. Si l'on ne les recycle pas, la fabrication du combustible MOX RNR ne diffère guère de celle du MOX REP, actuellement bien maîtrisée par l'industrie française. Si on envisage de recycler les actinides mineurs, on est confronté à la radioactivité desdits actinides mineurs, qui complique notablement la fabrication du combustible, car les précautions de radioprotection nécessaires imposent la fabrication en chaîne blindée. Deux sous-options de recyclage de ces actinides mineurs sont envisagées, impliquant des combustibles de nature différente : le recyclage en mode hétérogène, où les actinides mineurs sont concentrés dans des cibles de transmutation représentant un tonnage faible ; et le recyclage en mode homogène, où ils sont dilués dans le combustible MOX. Ces deux options sont examinées dans le chapitre suivant de la présente monographie.

Michel MASSON,
Département radiochimie et procédés

► Références

- [1] J. GUIDEZ, *Phénix, le retour d'expérience*, chap. XXVI "Retraitement et multirecyclage", EDP Sciences, 2013.
- [2] M. MASSON, *Programme général de R&D pour le traitement des combustibles SFR MOX*, note technique DRCP 2012/DR1.
- [3] H. MATZKE, « Science of advanced LMFBR fuels », Elsevier Science, 1986.
- [4] J.M. WOLF, *Histoire de la société EUROCHEMIC (1956-1990)*, collection historique de l'OCDE, 1996.
- [5] J. WILLIT, A LAPLACE, G FLETCHER, M WILLIAMSON, J LACQUEMENT, « Proceedings of the 7th Int. Symp. on Molten Salts Chemistry and Technology », Toulouse, France, 2005, pp. 607-610.
- [6] W.H. HANNUM, editor, « The Technology of the Integral Fast Reactor and its Associated Fuel Cycle », *Progress in Nuclear Energy*, special Issue, 1997, 31.
- [7] J.P. ACKERMAN, *Ind. Eng. Chem. Res.*, 1991, 30, 141-5.
- [8] M.S. YANG, « Korean Strategy for Sustainable Nuclear Energy Development, International Pyroprocessing Research Conference » August 26-29, 2012, Fontana (Wisconsin), USA.
- [9] H.S. LEE, « PRIDE (Pyroprocess Integrated inactive Demonstration facility) », International Pyroprocessing Research Conference, August 26-29, 2012, Fontana (Wisconsin), USA.

La transmutation des actinides mineurs dans les réacteurs à neutrons rapides

La **transmutation***, ce vieux rêve des alchimistes, débute par la **séparation***. Pour améliorer la gestion et diminuer la nocivité des déchets ultimes, il serait intéressant d'extraire, lors du **retraitement*** du combustible usé, un certain nombre d'isotopes radioactifs, en particulier ceux qui ont des **périodes*** longues.

Le choix des corps à transmuter

La transmutation n'a de sens que si elle est associée à une stratégie préalable de retraitement du combustible et de recyclage de l'actinide majeur, le plutonium, en vue d'une optimisation de la gestion des déchets ultimes à vie longue et haute activité (HAVL).

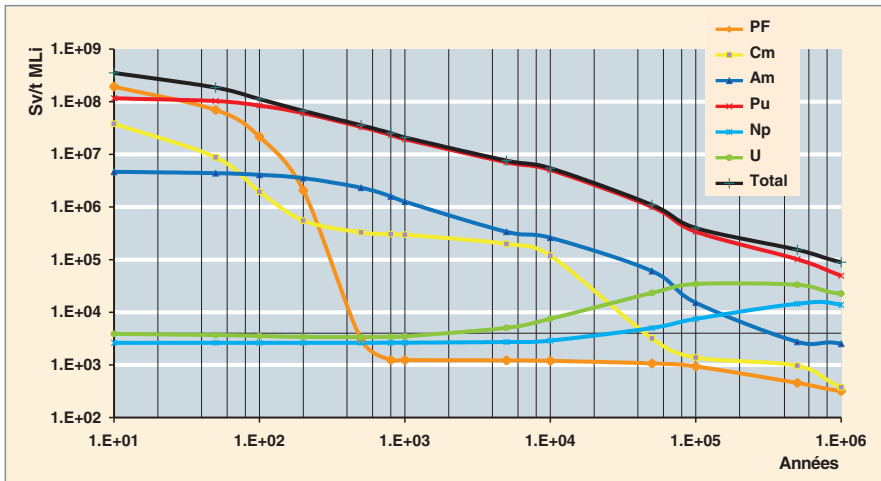


Fig. 186. Contributions à la radiotoxicité exprimée en Sievert par tonne de métal lourd initial d'un combustible UOX (60 GW.j.t⁻¹).

La présence d'**actinides*** dits « mineurs » dans les déchets ultimes contribue pour l'essentiel à leur nocivité potentielle à long terme. Les actinides mineurs sont, par ailleurs, les principaux contributeurs à l'émission de chaleur des colis vitrifiés, qui limite fortement les capacités d'utilisation des alvéoles de stockage en couches géologiques profondes.

L'analyse de la contribution des différents éléments à la puissance résiduelle et à la radiotoxicité d'un combustible usé (fig. 186 et 187) montre que dans une stratégie de recyclage de l'uranium et du plutonium, les éléments sur lesquels il faut porter un effort après

la décroissance des produits de fission (PF) sont, dans l'ordre, l'Américium (Am 241, Am 243), le Curium (Cm 244, Cm 245) et le Neptunium (Np 237).

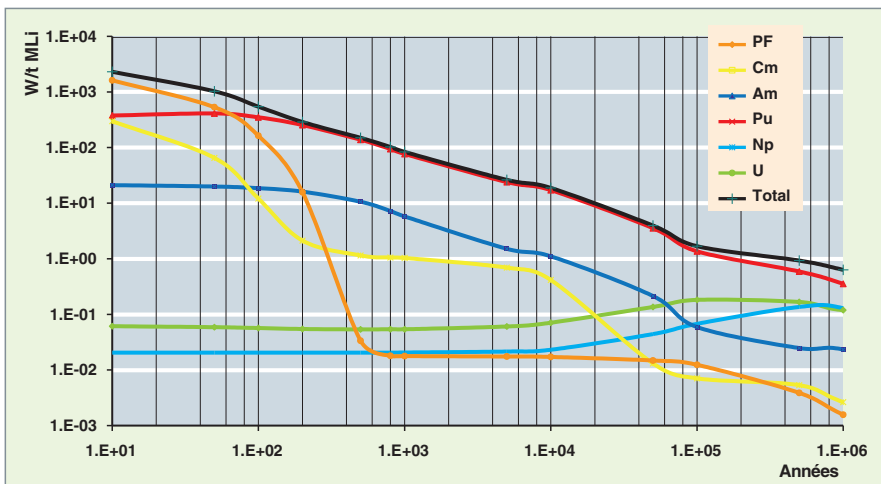


Fig. 187. Contribution à la puissance résiduelle exprimée en Watt par tonne de métal lourd initial d'un combustible UOX (60 GW.j.t⁻¹).

Le recyclage de certains **produits de fission*** à vie longue est théoriquement réalisable mais leur transmutation, même dans un flux de neutrons rapides, n'est pas assez efficace et poserait des problèmes pratiques importants, en particulier parce que ce sont des consommateurs nets de neutrons qui « empoisonnent » le cœur. Les RNR pourraient assurer la disparition de certains d'entre eux, à durée de vie très longue (Tc 99 et I 129) [1], et des essais dans ce sens ont été effectués. Les rendements mesurés de transmutation sont très faibles, et cette option n'est plus retenue dans les études de transmutation. On notera

également que leur impact n'est pas significatif aux temps longs.

En conclusion, les efforts de séparation/transmutation porteront sur l'Américium, le Neptunium et le Curium.

Les recherches menées au CEA ont abouti à développer en laboratoire des procédés d'extraction efficaces de ces trois actinides mineurs, dans différentes options (séparation poussée actinides/lanthanides, séparation groupée), par des variantes du procédé **PUREX*** utilisant des molécules extractantes sélectives. Ces procédés ont fait l'objet d'une monographie spécifique (« Le traitement-recyclage du combustible nucléaire usé. La séparation des actinides. Application à la gestion des déchets », DEN/CEA, Éditions du Moniteur, mai 2008) et ne seront donc pas abordés dans cette monographie sur les RNR sodium.

Une fois ces actinides séparés, il devient alors indispensable de pouvoir les « brûler » en réacteur. C'est cette « transmutation » qui fait l'objet de ce chapitre

La physique de la transmutation en réacteur

Le principe de la transmutation [2] dans les réacteurs de fission, appliquée au traitement des déchets nucléaires, consiste à modifier les noyaux des éléments à vie longue par irradiation neutronique, afin de transformer les isotopes concernés en des corps stables ou à durée de vie nettement plus courte ou présentant une radiotoxicité moindre.

L'interaction neutron-noyau conduit principalement à deux types de réactions, la réaction de **capture*** du neutron par le noyau cible et la réaction de **fission*** du noyau. Pour les produits de fission, la capture permet, en général, de produire, après transformations successives, un corps stable.

Pour les actinides mineurs, cette réaction de capture est à éviter, car elle conduit à fabriquer d'autres actinides et donc ne fait que déplacer le problème. Par contre, avec la fission (seulement pour les noyaux lourds), le noyau se scinde, généralement, sous l'action du neutron incident en deux fragments, les produits de fission, qui pour la plupart ont une période radioactive courte les amenant à des corps stables.

En moyenne, les noyaux provenant d'une fission subissent quatre décroissances radioactives, de période n'excédant pas généralement quelques années, avant de devenir stables. Leur activité et la radiotoxicité associée ont pratiquement totalement disparu, au bout de 200 ans.

C'est bien évidemment cette voie qu'il faut favoriser pour la destruction des actinides, car d'une part, la fission conduit donc à des résidus à vie courte puis stables, moins radio-

toxiques à long terme que l'actinide détruit, et, d'autre part, la fission produit des neutrons supplémentaires utilisables pour détruire d'autres déchets ou participer au maintien de la réaction en chaîne, tout en produisant de l'énergie.

La capacité à obtenir un processus de transmutation efficace des actinides dépend donc de la compétition entre les deux réactions de fission et de capture neutronique. La probabilité d'occurrence de chaque réaction est caractérisée par la **section efficace*** de l'isotope considéré. L'analyse de l'allure des sections efficaces correspondantes en fonction de l'énergie du neutron incident est, à ce titre, essentielle.

À titre d'illustration sont indiquées dans le tableau 19 les valeurs de sections efficaces moyennes intégrées sur deux spectres de neutrons représentatifs : un spectre « **épithermique*** » issu d'un REP avec un combustible MOX, et un spectre issu d'un réacteur à neutrons rapides.

Tableau 19.

Rapport des sections efficaces (capture/fission) pour deux types de réacteurs : un réacteur à eau et un réacteur à neutrons rapides		
Isotopes	REP (MOX) σ_c / σ_f	RNR (MOX) σ_c / σ_f
Np 237	30	5,3
Am 241	44,5	7,4
Am 243	63,4	8,6
Cm 244	13,1	1,4
Cm 245	0,2	0,18

De cette analyse élémentaire, il ressort les points suivants :

- Pour les isotopes Np 237, Am 241, Am 243 et Cm 244 :
 - en REP, où la zone neutronique thermique est privilégiée, ces isotopes se comportent comme des poisons neutroniques. Ils pénalisent le bilan neutronique et se transmutent essentiellement en un autre actinide.
 - en RNR, le rapport capture/fission est réduit d'un facteur 5 à 10, par rapport au REP (UO₂ ou MOX). Les RNR sont donc plus efficaces pour transmuter les actinides mineurs par fission directe.
- Pour les isotopes Cm 243 et Cm 245, les ratios capture/fission sont similaires en REP et en RNR. Ils se transmutent majoritairement en produits de fission à vie courte.

En première conclusion :

- Le spectre rapide permet de minimiser les réactions de capture « parasites » et favorise les réactions de fission pour l'ensemble des actinides, ce qui lui confère son caractère « d'omnivore » ;
- en spectre thermique, les actinides mineurs subissent essentiellement la capture neutronique (mis à part, les Cm 243 et Cm 245).

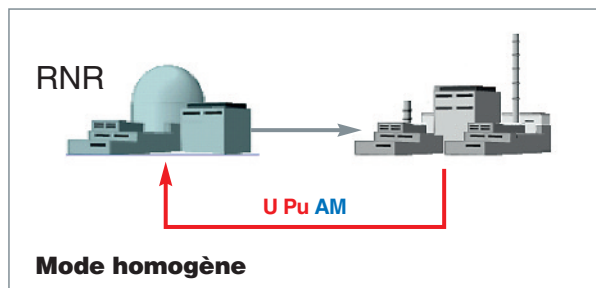
Les différents modes de transmutation

La transmutation des actinides mineurs consiste donc à les placer en flux de neutrons rapides pour les fissionner. Plusieurs modes de transmutation peuvent être envisagés :

- La transmutation en mode **homogène*** : les actinides mineurs sont recyclés en les « diluant » dans le combustible des réacteurs électrogènes ;
- la transmutation en mode **hétérogène*** : les actinides mineurs sont recyclés dans les réacteurs électrogènes, sous une forme plus concentrée, dans un nombre limité de « dispositifs dédiés », généralement en couverture du cœur ;
- la transmutation en « système dédié » : c'est l'option de la transmutation dans les systèmes pilotés par accélérateurs (**ADS***), qui ne sont pas des réacteurs électrogènes, mais des systèmes optimisés pour la seule transmutation de déchets.

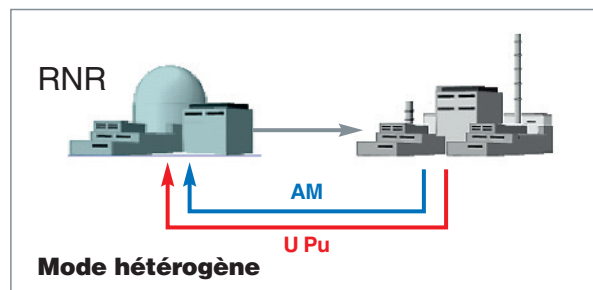
Le choix entre ces trois modes dépend du comportement neutronique de chaque élément dans le cœur, de son influence sur la manutention en réacteur et, au cours des opérations dans le cycle du combustible, de sa maturité et de son impact économique global.

Ainsi, dans le mode homogène pour lequel les actinides mineurs à transmuter sont dilués dans le combustible, on ajuste la teneur initiale des actinides mineurs pour minimiser les conséquences sur les caractéristiques neutroniques du cœur. Cela conduit à introduire des teneurs initiales en actinides mineurs faibles. Cette voie a aussi l'inconvénient d'introduire ces actinides mineurs dans toutes les opérations du cycle du combustible. C'est une voie privilégiée pour le neptunium, qui a une faible incidence neutronique, lors du fonctionnement du réacteur et qui perturbe peu la fabrication du combustible.



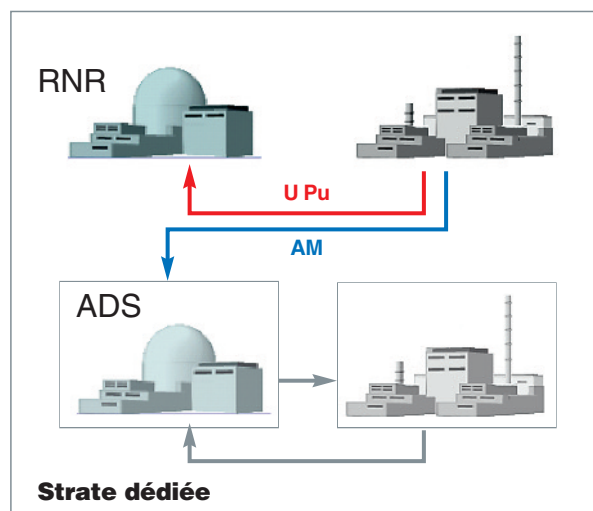
Dans le cas d'un recyclage en mode hétérogène, les actinides mineurs sont concentrés dans un espace spécifique du cœur, dans des matrices avec une teneur beaucoup plus élevée que celle du recyclage homogène. La capacité massique de transmutation devient plus forte, et cette voie hétérogène présente l'avantage de limiter le nombre d'assemblages porteurs d'ac-

tinides mineurs et de découpler le cycle du combustible standard du cycle dédié à la transmutation. Une option particulièrement intéressante semble être le recyclage, sur support d'uranium appauvri, sous la forme de « couvertures » chargées en actinides mineurs (CCAM) placées en périphérie du cœur ; une teneur de l'ordre de 10 % permet de consommer les actinides mineurs produits par le cœur sans en impacter ses caractéristiques.



Le système piloté par accélérateur (ADS) est conçu pour accueillir de fortes charges d'actinides mineurs. L'avantage des ADS est alors de ne plus perturber le fonctionnement des réacteurs électrogènes et du cycle de fabrication du combustible. De plus, le rendement de transmutation sera plus élevé dans un système dédié. Par contre, celui-ci reste dépendant d'un système de retraitement nécessaire des matrices après irradiations.

En revanche, l'effort de R&D pour amener à maturité industrielle de tels systèmes apparaît, très important et des sauts technologiques restent à franchir, avant une éventuelle validation industrielle. Tout cela est très coûteux et la transmutation en ADS conduit (pour les dispositifs aujourd'hui étudiés) à un surcoût du kWh estimé à environ 20 % par rapport à la solution en RNR.



La qualification des concepts pour la transmutation

Des premiers essais encourageants

En soutien aux premières études de concepts de transmutation, des programmes expérimentaux sur les combustibles et les cibles ont été mis en œuvre pour démontrer la faisabilité technique des modes de transmutation envisagés, en termes de fabrication et de comportement sous irradiation. Des programmes ont été menés dans les réacteurs de recherche et de puissance en France et à l'étranger [3].

Par exemple, le retour d'expérience de l'irradiation SUPERFACT [4] menée dans le réacteur PHÉNIX de 1986 à 1988, constitue une qualification de choix, en soutien au concept de transmutation de l'américium et du neptunium dans les RNR. L'observation des pastilles chargées en américium indique un comportement sous irradiation similaire à celui observé pour des combustibles standards (fig. 188).

La principale différence porte sur la production et le relâchement d'hélium formé pendant l'irradiation, notamment, de l'américium. La conception de l'**aiguille*** combustible et du faisceau d'aiguilles dédiés à la transmutation des actinides mineurs doit prendre en compte cet impact qui dépend de la teneur initiale en actinides mineurs, du **taux de combustion*** et de la température en cœur. Celle-ci peut varier significativement, notamment pour le concept hétérogène, où les assemblages positionnés en périphérie du cœur présentent des gammes de température extrêmement variables (fig. 189).

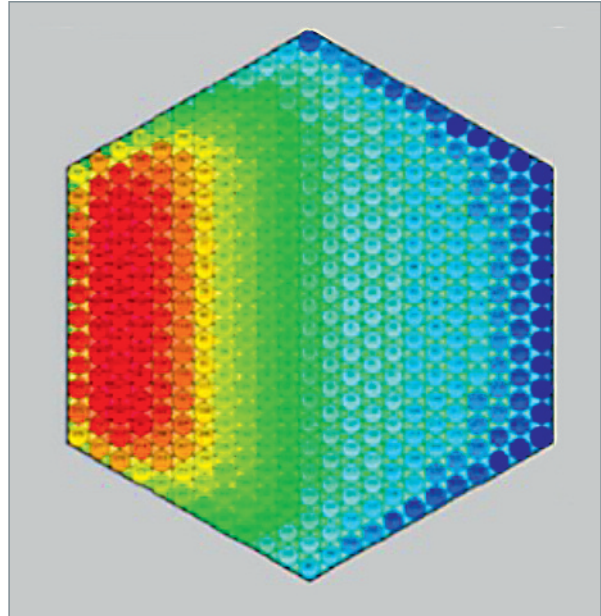


Fig. 189. Champ de températures représentatif d'un assemblage chargé en actinides mineurs et situé en périphérie du cœur. La température de l'assemblage varie entre 500 °C (bleu) et 1500 °C (rouge).

Le redémarrage de PHÉNIX pour une campagne dédiée d'essais de transmutation dans un RNR

Le réacteur PHÉNIX a redémarré de 2003 à 2009, pour une campagne intensive d'essais de transmutation, visant à répondre à l'axe 1 de la « loi Bataille » sur la gestion des déchets radioactifs de décembre 1991.

Quinze expériences de transmutation d'actinides mineurs, en mode homogène et hétérogène, ont été effectuées, ainsi qu'une expérience de transmutation de technétium (anticorps) [voir fig. 190].

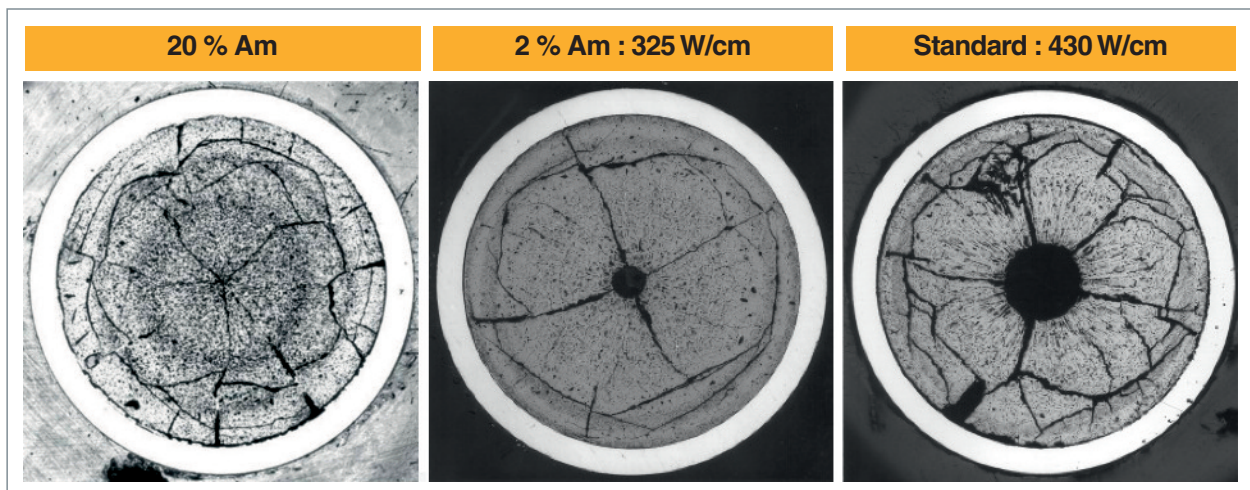


Fig. 188. Microstructure d'une pastille combustible (expérience SUPERFACT1 dans le réacteur PHÉNIX).

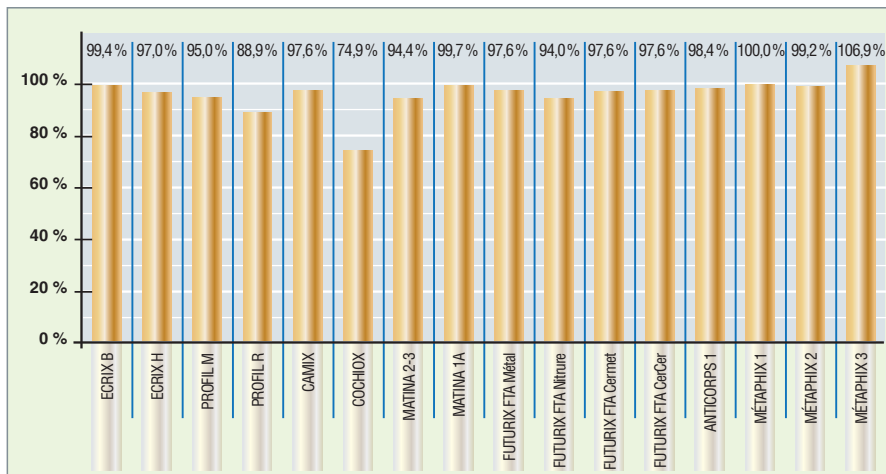


Fig. 190. Durées effectives d'irradiation atteintes par rapport aux objectifs visés pour l'ensemble des expériences de transmutation sur PHÉNIX.

Ces expériences ont, en particulier, permis de confirmer les matériaux supports utilisés et de démontrer la faisabilité, au niveau des pastilles, de la transmutation de l'américium. On notera, par exemple, sur l'expérience ECRIX-H (fig. 191), un taux de transmutation de l'américium proche de 94 %, avec un taux de fission de 25 %, et avec de nombreux enseignements par des examens post irradiatoires [1].

Des essais à poursuivre

Pour poursuivre les recherches concernant la transmutation dans les conditions représentatives des situations industrielles en termes de séparation, de procédé de fabrication et de conditions d'irradiations, l'étude du comportement d'aiguilles, puis d'un assemblage complet dans le cœur d'un RNR, apparaît indispensable pour les deux modes de transmutation. Ces expérimentations nécessitent la séparation d'actinides mineurs, la fabrication d'aiguilles contenant quelques pourcent d'actinides mineurs et la disponibilité d'un réacteur de puis-

sance approprié comme MONJU au Japon, BN 600 en Russie, ou ASTRID dans le futur. C'est tout l'enjeu pour la démonstration à l'échelle industrielle sur un assemblage complet, de la faisabilité technique et économique de la transmutation en RNR.

Les impacts de la transmutation sur les installations du cycle du combustible

Le recyclage des actinides mineurs peut avoir un impact sur les différents postes du cycle du combustible, fabrication, transport et retraitement des combustibles dédiés à la transmutation. Ces impacts sont déduits des variations de grandeurs physiques comme la puissance résiduelle et les sources de rayonnements (*gamma* et neutrons) qui vont avoir un impact sur la thermique des procédés chimiques, des faisceaux d'aiguilles et sur les protections biologiques des emballages de transport, des systèmes de manutention et des installations. Le tableau 20 donne, pour chaque grandeur physique, le facteur de multiplication (*f*), à la fabrication et au traitement (cinq ans de refroidissement), par rapport à une même masse du combustible standard RNR, pour différentes conditions de transmutation des actinides mineurs [5].

On constate que les variations les plus importantes apparaissent dès que le Cm est associé au recyclage des actinides mineurs (AM), notamment à l'étape de la fabrication ; l'isotope Cm 244 contribue de façon significative à la puissance par désintégration *alpha* et à l'émission de neutrons par fission spontanée. Les variations du facteur de multiplication sont dues à la variation de la concentration en Cm 244 dans les actinides mineurs, au cours des recyclages. Les options avec

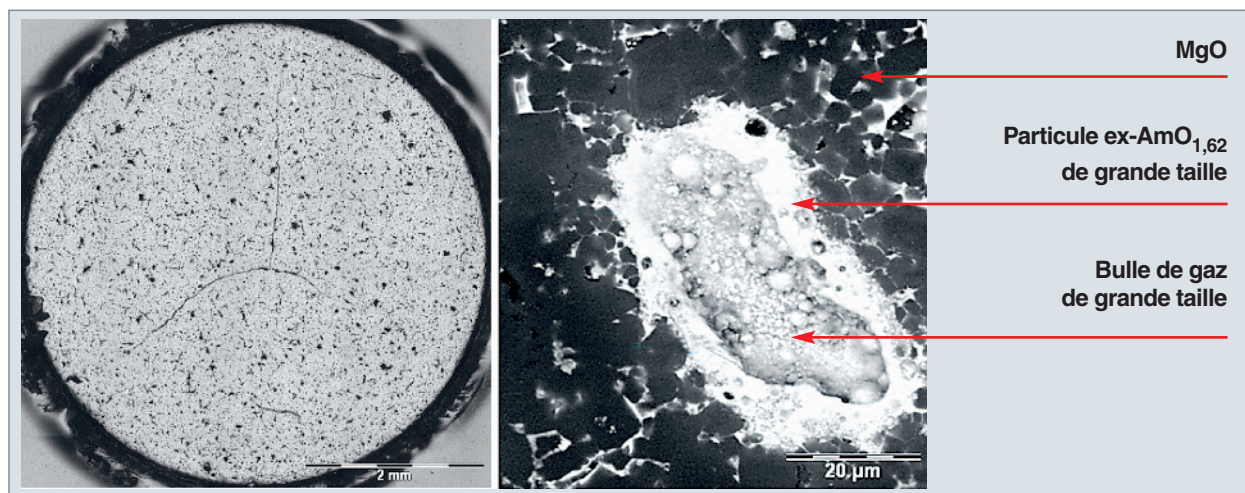


Fig. 191. Examens ECRIX-H.

Tableau 20.

Conséquences des options de transmutation sur les grandeurs physiques du cycle du combustible					
Combustibles	Homogène (U, Pu, Am)O ₂ (3 % Am)	Homogène (U, Pu, Am)O ₂ (1,2 % AM) Cm 244 = 11 %	Hétérogène (U, Am)O ₂ (10 % Am)	Hétérogène (U, AM)O ₂ (20 % AM) 1,2 % < Cm 244 < 8,4%	Système ADS (Pu, AM) (55 % AM) 1,2 % < Cm 244 < 6,8 %
Fabrication					
Puissance	f = 2	f = 5	f = 6	5,5 < f < 38	18 < f < 140
Source neutrons	f = 1,7	f = 128	f = 3,5	152 < f < 1 700	450 < f < 3 650
Traitement					
Puissance	f = 2	f = 2	f = 6	5,7 < f < 12	14 < f < 38
Source neutrons	f = 4	f = 5,4	f = 27	15 < f < 63	25 < f < 140

une forte charge en actinides mineurs (ADS et hétérogène à 20 %) sont les plus pénalisantes et nécessiteraient des évolutions significatives des procédés de fabrication, des conditions d'exploitation dans les installations et des emballages de transport des assemblages. Au traitement, l'impact est plus faible, notamment en homogène, car la contribution des produits de fission reste prépondérante mais les augmentations de puissance pour les fortes charges en actinides mineurs nécessiteraient des durées d'entreposage de plusieurs dizaines d'années avant traitement. Ces résultats d'impact sur les installations du cycle ont contribué à ne plus envisager des options avec une forte charge en actinides mineurs et à ne retenir que les solutions en homogène avec quelques pour cent d'actinides mineurs, ou en hétérogène avec une dizaine de pour-cents dans un RNR.

Pour l'américium, les impacts de son recyclage seraient alors plus faibles et ne nécessiteraient qu'une adaptation des technologies actuelles et, en particulier, une chaîne de fabrication blindée.

Le neptunium ne présente pas d'impact significatif au cours des différentes étapes dans le cycle du combustible.

Le curium est l'élément qui a le plus gros impact sur la chaîne de fabrication, et sur le cycle du combustible. De plus, sa période est relativement courte (dix-huit ans pour le Cm 244) et il est à long terme le plus petit contributeur à la radio toxicité (voir fig. 186, *supra* p. 171). L'intérêt de sa transmutation est donc en discussion.

La transmutation : passer de la recherche à l'industrie ?

La séparation au retraitement des actinides mineurs permettrait d'avoir des gains significatifs sur la durée de nocivité des déchets ultimes (réduction d'un facteur cent, après quelques siècles) et sur l'augmentation de capacité des installations de stockage profond (facteur de 5 à 10, suivant les hypothèses de durée de refroidissement préalable)

Les RNR permettent alors d'envisager la transmutation de ces actinides, sans passer par la création d'une filière ADS, très coûteuse, qui demande une usine de retraitement, et dont le fonctionnement reste à démontrer.

La grande quantité d'essais effectués, en particulier sur PHÉNIX, permettent d'assurer aujourd'hui la faisabilité scientifique et technique de la transmutation en RNR de ces actinides.

Cette option de gestion optimisée des déchets renforce encore la symbiose entre des REL qui accumulent les actinides mineurs et des RNR capables de les brûler. Les temps caractéristiques d'atteinte de l'équilibre sont hélas longs, ce qui oblige à raisonner sur des échelles de temps de l'ordre du siècle.

Il reste aussi à démontrer une faisabilité industrielle globale à un coût économique acceptable de l'ensemble des opérations, y compris le cycle du combustible.

Jean-Paul GROULLER,
Département d'étude des réacteurs

► Références

- [1] J. GUIDEZ, *Phénix, le retour d'expérience*, chap. XIII, EDP Sciences, 2013.
- [2] A ZAETTA, « La faisabilité scientifique de la transmutation des déchets à vie longue », NT CAD/DER/SPRC/04-178 Indice 1.
- [3] F. DELAGE *et al.*, « Outcomes on oxide fuel developments for minor actinides recycling », IAEA-CN-199/283, FR 2103, Paris (France).
- [4] N. CHAUVIN, « Transmutation en mode homogène : Bilan et perspective », NT CAD/DEC/SESC 12-003 – Indice 0.
- [5] C. CHABERT *et al.*, « Évaluation technico économique des options de transmutation », RT CAD/DER 2012-1.

Projets pour le futur

Les enjeux de la 4^e génération de centrales nucléaires

Dans le futur, le développement économique mondial sera confronté à des problématiques de croissance significative des besoins en énergie, à l'épuisement progressif des ressources fossiles et à la logique de réduction des émissions de gaz à effet de serre. C'est pourquoi de nombreux pays souhaitent se tourner vers l'énergie nucléaire, même si l'accident de la centrale japonaise de Fukushima a ralenti ou stoppé des programmes nucléaires dans certains pays. Tirée par la demande en provenance de pays comme la Chine ou l'Inde, la pression sur le minerai d'uranium s'accroîtra progressivement. Aussi, même si les échéances apparaissent lointaines, la réflexion sur le nucléaire du futur doit impérativement intégrer une politique de préservation des ressources. Cette gestion des ressources passe par une gestion de l'ensemble des matières contenues dans le cycle, notamment le plutonium. La préservation de la ressource et la gestion des matières sont donc, avec une sûreté et une opérabilité améliorées, les grands enjeux de la quatrième génération.

Cette quatrième génération reposera sur des réacteurs à neutrons rapides (RNR) qui permettent de transmuter une très grande partie de l'uranium 238 en plutonium 239 pour servir à la production d'électricité. Par ce biais, il devient possible d'exploiter non plus de 0,5 à 1 % de l'uranium naturel, mais plus de 90 % à des fins électrogènes, et de consommer les stocks importants d'uranium appauvri et de retraitement qui à eux seuls pourraient alimenter, dans le cas français, un niveau

de production actuelle d'électricité pendant quelques millénaires. La disponibilité mondiale en ressources fissiles primaires peut ainsi être multipliée d'un facteur typiquement de 100. L'introduction de réacteurs à neutrons rapides, en complément d'un parc de réacteurs à eau permet également de recycler le plutonium sans limitations (multirecyclage), en tirant profit de son potentiel énergétique et en permettant ainsi une gestion responsable des combustibles Mox usés du parc de réacteurs à eau.

L'autre grand enjeu des réacteurs de quatrième génération concerne la gestion durable et responsable des déchets nucléaires. Ces réacteurs pourraient, en effet, être en mesure de brûler, si ce choix est réalisé, une part des éléments radioactifs à vie longue qui composent les déchets (actinides mineurs dont, en particulier, l'américium).

Le Forum International Génération IV (GIF) est né de la volonté de créer un cadre international de R&D en mesure de catalyser les efforts de recherche menés par différents pays pour faire émerger plus rapidement les technologies les plus performantes.

Quatre objectifs principaux ont été définis pour caractériser les systèmes du futur qui doivent être à la fois :

- **Durables** : c'est-à-dire économes des ressources naturelles et respectueux de l'environnement, en minimisant la production de déchets et leur impact, améliorant ainsi la protection des citoyens ;

- **économiques** : au niveau du coût d'investissement par kWé installé, du coût du combustible, du coût d'exploitation de l'installation et, par voie de conséquence, du coût de production qui doit être compétitif, par rapport à celui des autres sources d'énergie ;

- **sûrs et fiables** : avec la recherche d'une très grande sûreté et fiabilité (très faible probabilité d'endommagement du cœur et élimination du recours à des contremesures hors du site), avec la prise en compte du retour d'expérience de l'accident de Fukushima ;

- **résistants vis-à-vis de la prolifération et protégés contre la malveillance.**

Preuve de l'intérêt suscité par cette filière, plusieurs réacteurs rapides sodium sont en construction dans le monde.

Les réacteurs en construction ou en projet dans le monde

En 2013, la construction de deux réacteurs de grande taille s'achève : BN 800 en Russie et PFBR (*Prototype Fast Breeder Reactor*) en Inde. Ces deux réalisations représentent une étape très importante dans le développement de la filière rapide. Elles s'accompagnent, dans ces deux pays, d'un projet de réacteur commercial.

Plusieurs autres réacteurs sont en phase de projet, à des niveaux d'avancement divers. Ils sont tous associés à des programmes de R&D plus ou moins importants.

Nous nous proposons de rappeler d'abord le cadre national et le rôle de chacun de ces projets, puis de résumer leurs principales caractéristiques techniques, d'indiquer, enfin, les évolutions qu'ils représentent par rapport aux connaissances actuelles, en soulignant celles qui apparaissent comme les plus intéressantes.

Les réacteurs russes BN 800, BN 1200 et MBIR

BN 800

Le projet de réacteur BN 800 a débuté dans les années 70. Il constituait, après le réacteur BN 600, une étape supplémentaire vers un réacteur de taille commerciale. Les premiers travaux de terrassement sur le site de Béloyarsk ont démarré en 1984, puis ont été stoppés après l'accident de Tchernobyl. La conception du réacteur a ensuite été reprise, principalement dans le but d'en améliorer la sûreté. Une fois accordée l'autorisation de poursuivre la construction, à la fin des années 90, quelques travaux de génie civil ont repris sur site en 2001 ; mais c'est à partir de 2005 que le projet a retrouvé un véritablement financement et que la construction s'est accélérée. Celle-ci s'achève aujourd'hui. La première divergence a eu lieu en 2014.

BN 800 (fig. 192-194) possède des similitudes avec BN 600. Il intègre le retour d'expérience considérable de ce dernier (tableau 22). Les améliorations de la sûreté portent principalement sur :

- Le cœur, dont le **coefficient de vidange*** sodium est proche de zéro. Cette caractéristique a été obtenue en partie grâce à un plénum sodium en tête d'assemblage ;
- un système de protection passif contre les transitoires de perte de débit, composé de trois **barres*** absorbantes flottantes, c'est-à-dire maintenues en position dans le cœur par le débit ascendant de sodium à travers le cœur ;
- un récupérateur de **corium*** recouvert d'une couche protectrice en molybdène ;
- une évacuation de la **puissance résiduelle*** par échangeurs Na/air reliés aux boucles secondaires.

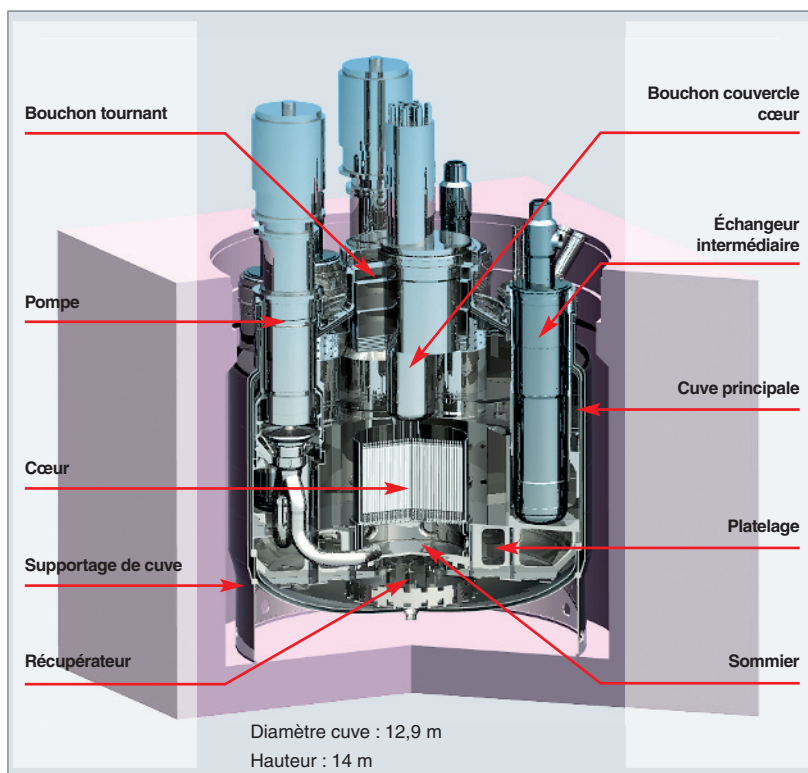


Fig. 192. Schéma du réacteur russe BN 800.



Fig. 193. Chantier de construction du réacteur BN 800, bâtiment réacteur (2011).



Fig. 194. Réacteur BN 800 : mise en place de la cuve principale (2011).

BN 1200

Le projet de réacteur commercial BN 1200 constitue une optimisation des concepts BN 600 et 800 au plan technico-économique (tableau 22) à laquelle s'ajoutent de nouvelles dispositions de sûreté. L'objectif est de rendre le réacteur compétitif avec la filière VVER.

L'amélioration des performances économiques se fonde sur :

- Une démarche générale de simplification de la conception, de réduction des masses et d'accroissement de la taille des principaux composants, par exemple ;

- une réduction de la longueur des circuits secondaires et auxiliaires (utilisation de soufflets de compensation de dilatation) ;

- une simplification de la chaîne de manutention des assemblages en éliminant le stockage externe en sodium des assemblages, remplacé par un stockage interne en réacteur ;

- l'adoption d'une conception monolithique des générateurs de vapeur (GV) à la différence des GV modulaires de BN 600 et BN 800, et d'un nouveau matériau (meilleure tenue en température et résistance à la corrosion) ;

- Un système de purification primaire intégré à la cuve.

- l'augmentation du facteur de charge à 90 % et de la durée de vie de l'installation à soixante ans ;
- l'augmentation du taux de combustion du cœur (accroissement du diamètre de pastille et de l'entreplat des assemblages).

Le projet de réacteur BN 1200 utilise, comme BN 800 et BN 600, le concept de cuve posée. Cette technologie permet d'alléger les contraintes mécaniques en partie haute de la chaudière soumises aux conditions thermiques les plus sévères. Elle pose un problème difficile de dimensionnement et de fabrication de soufflets de grands diamètres pour accommoder les dilatations différentielles.

Les nouvelles options de sûreté comprennent :

- Un système d'arrêt supplémentaire constitué de barres absorbantes suspendues par un électroaimant à point de Curie qui entraîne la chute des barres, lorsqu'un échauffement anormal se produit ;
- un circuit passif d'évacuation de la puissance résiduelle placé dans la cuve primaire ;
- des circuits secondaires munis d'une double enveloppe ;
- une enceinte de confinement.

Un important programme de R&D s'attache au projet. L'objectif est une mise en service vers 2020.

MBIR

L'engagement de la Russie dans la filière rapide appelle le remplacement du réacteur expérimental BOR 60, arrivant en fin de vie. Le nouveau réacteur baptisé MBIR (*multi-purpose research fast reactor*) d'une puissance de 150 MWth (40 MWe) refroidi au sodium offrira des capacités d'expérimentation étendues.

S'il reprend les fonctions d'irradiateur (développement de matériaux, de combustible, production de radio-isotopes, utilisation médicale des faisceaux de neutrons) et de banc d'essai technologique de BOR 60, il permettra aussi, grâce à des boucles en cœur, d'expérimenter différents caloporteurs : gaz, sodium, plomb, plomb bismuth et sels fondus. L'installation a également vocation à une ouverture internationale.

Le réacteur est à boucles (deux circuits primaires et secondaires) et comprend une installation de production d'électricité (cycle eau/vapeur). Le cœur est constitué de combustible MOX, qui pourrait évoluer vers le nitruure. Sa mise en service est prévue d'ici la fin de la décennie.

Les réacteurs indiens PFBR et FBR

L'Inde conduit aujourd'hui le programme de développement des RNR sodium le plus ambitieux dans le monde, motivé par la volonté de construire une industrie nucléaire indépendante des sources d'approvisionnement étrangères en uranium. Dans un premier temps, basé sur le cycle de l'uranium, le parc de réacteurs surgénérateurs doit, sur le long terme, basculer vers un cycle au **thorium*** dont l'Inde possède des réserves abondantes.

Un premier réacteur d'une puissance de 500 MWé, le *Prototype Fast Breeder Reactor (PFBR)* achève sa construction sur le site de Kalpakkam et doit commencer sa mise en service en 2014 (fig. 195 et 196). Son premier objectif est de démontrer la viabilité technico-économique d'un RNR pour un déploiement industriel.

Sa conception s'inspire du réacteur SUPERPHÉNIX et du projet SUPERPHÉNIX 2 qui a suivi. Il présente cependant des différences notables, parmi lesquelles les choix de réduction du nombre de pompes primaires, deux au lieu de trois, de générateurs de vapeur modulaires en acier à haute teneur en chrome (9 %Cr), résistant en température et présentant un faible coefficient de dilatation thermique.

Deux nouveaux réacteurs de même puissance (FBR 1 et 2) sont planifiés, dont la construction doit commencer dans la deuxième moitié de la décennie sur le même site. Leur conception présente des évolutions significatives par rapport au PFBR. Celles-ci, outre le fait qu'elles intègrent le retour d'expérience de construction du PFBR, ont un double objet (encadré) :

- D'une part améliorer les performances économiques. On retrouve alors l'approche classique : diminution du coût d'investissement, de la durée de construction (cinq ans), augmentation du taux de combustion du cœur, du taux de charge de l'installation (85 %) et de sa durée de vie (soixante ans). Les réacteurs seront jumelés et partageront les installations de stockage du combustible ;
- d'autre part, élever encore le niveau de sûreté : amélioration de la fiabilité du système d'arrêt et de l'évacuation de la puissance résiduelle.

Ces deux unités utiliseront un combustible MOX.

L'encadré ci-après (*infra*, p. 182) illustre les évolutions techniques les plus marquantes introduites dans le FBR, par rapport au PFBR.

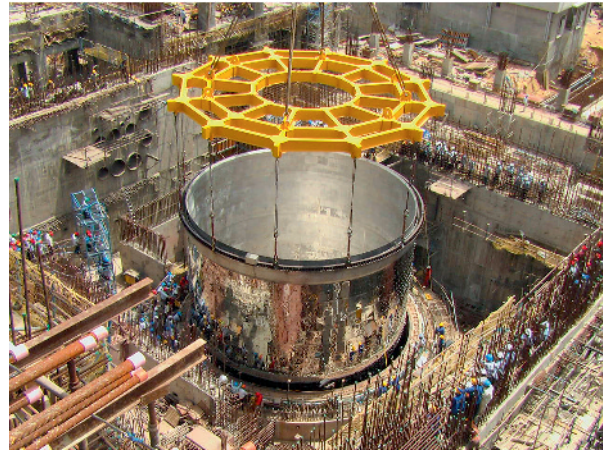


Fig. 195. Le réacteur indien PFBR : introduction de la cuve de sécurité dans le puits de cuve (2011).

En parallèle, la conception d'un réacteur rapide expérimental de 150 MWe a commencé. Doté d'un cœur à combustible métallique, ce réacteur aura pour missions de qualifier industriellement ce type de combustible et de remplacer, à terme, le réacteur FBTR. Des unités commerciales de 1 000 MWé à combustible métallique sont envisagées au-delà, avant le passage ultérieur au cycle du thorium.

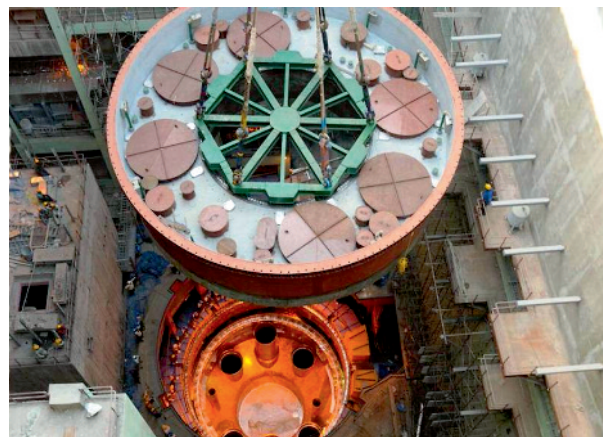


Fig. 196. Le réacteur indien PFBR : introduction de la dalle dans le bloc réacteur.

Le réacteur japonais JSFR

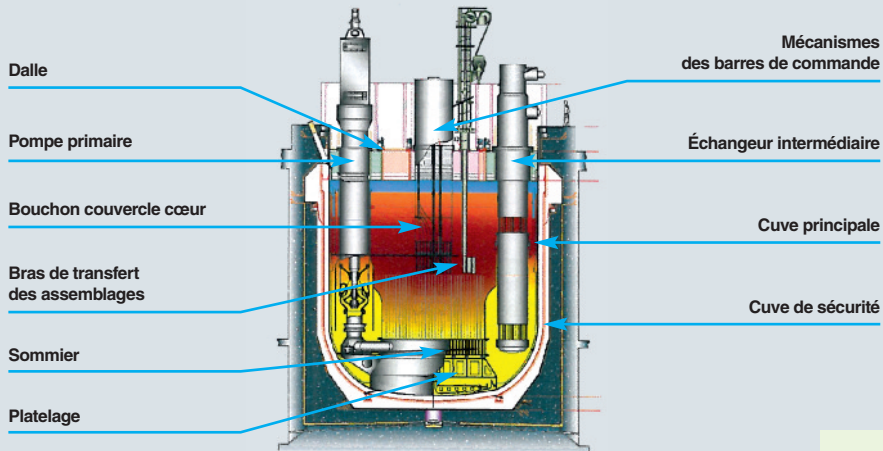
Au Japon, une réflexion très large, associant JAEA (*Japan Atomic Energy Agency*) et les producteurs d'électricité, a été conduite au début des années 2000 sur la faisabilité de systèmes de réacteurs rapides et des cycles du combustible. Elle a abouti au projet de réacteur commercial JSFR (*Japanese Sodium Fast Reactor*).

Le développement de ce réacteur a été placé au sein d'un projet FaCT (*Fast reactor Cycle Technology Development*). Une filiale de Mitsubishi Heavy Industry a été créée (Mitsubishi

Du PFBR au FBR : l'exemple indien d'optimisation technico-économique et d'amélioration de la sûreté d'un réacteur rapide sodium (fig. 197)

PFBR

Diamètre cuve : 12,9 m



Dalle pleine épaisse

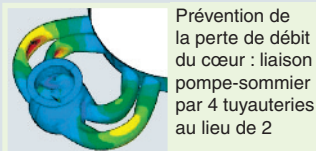
FBR

Toit en dôme

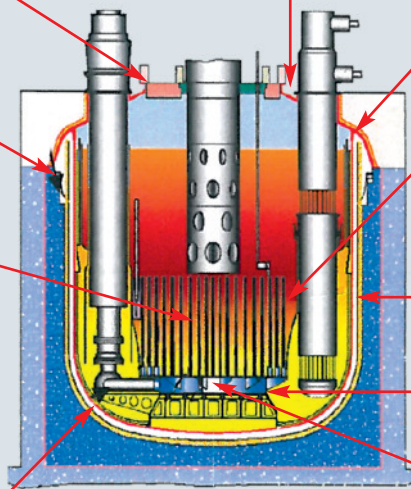
Cuve de sécurité ancrée sur le puits de cuve avec peau d'étanchéité intégrée

Augmentation des performances du cœur par l'introduction progressive de matériaux de structure avancés

Réduction de la taille du cœur par optimisation des protections neutroniques latérales du cœur



Prévention de la perte de débit du cœur : liaison pompe-sommier par 4 tuyauteries au lieu de 2



Diamètre cuve : 12,1 m

Virole conique de supportage du bloc réacteur

Liaison directe platelage virole cylindrique supérieure par redan conique



Optimisation de l'épaisseur de la cuve principale

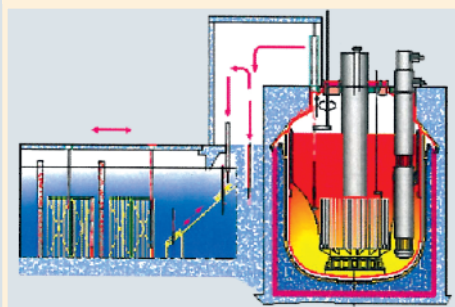
Sommier soudé de hauteur et diamètre réduits

Fiabilité du système d'arrêt : ajout de barres de sûreté avec électroaimant à point de Curie.

Protection contre la remontée intempesive de barre : mécanisme de barre équipé d'un système limiteur de déplacement

Simplification et amélioration de la fiabilité de la manutention du combustible : transfert des assemblages par hotte au lieu de rampe.

Partage des moyens d'évacuation et de stockage du combustible entre deux réacteurs jumelés

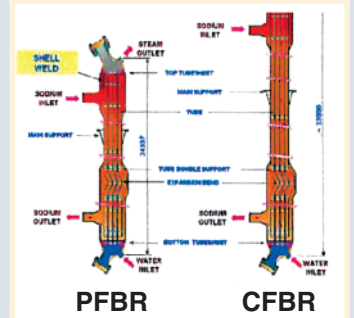


Prévention des fuites sodium : circuit de purification primaire intégré

ISIR : méthodes avancées d'inspection de la cuve principale

Fiabilité de l'évacuation de la puissance résiduelle, augmentation du nombre de systèmes (6 DHR au lieu de 4) et amélioration de la diversification (systèmes actifs et passifs)

Réduction des durées de fabrication : nombre de modules de GV par boucle diminué de 4 à 3 (allongement du composant)



PFBR

CFBR



FBR system) chargée de coordonner la conception du prototype et plus tard sa construction.

Le premier objectif assigné à ce réacteur, outre l'amélioration de la sûreté, est la compétitivité économique par rapport aux réacteurs à eau. Les choix de conception ont donc été orientés par la recherche de réduction des coûts d'investissement et d'exploitation.

Le résultat est un **réacteur à boucle*** particulièrement compact (fig. 198).

Parmi les innovations, nous retenons :

- S'agissant du **cœur**, le combustible est de type MOX avec gainage en acier **ODS*** permettant d'atteindre des taux de combustion élevés.

Un système d'arrêt passif du réacteur a été conçu, en prévention des accidents de fusion du cœur : **SASS** (*Self Actuated Shutdown System*), constitué de barres absorbantes équipées d'électro-aimants à point de Curie.

Plusieurs dispositifs de mitigation sont intégrées, jouant un rôle d'exutoire du combustible fondu, en cas d'accident de dimensionnement, et contribuant à limiter le dégagement d'énergie par excursion de puissance. Un tube central est disposé au centre de chaque assemblage combustible (système **FAIDUS** : Fuel Assembly with Inner Duct Structure) qui sert à l'éjection du combustible fondu. Des passages sont ménagés au travers du **sommier***, à l'emplacement des barres de commande, pour l'écoulement du corium vers le récupérateur (**CRGT** : Control Rod Guide Tube).

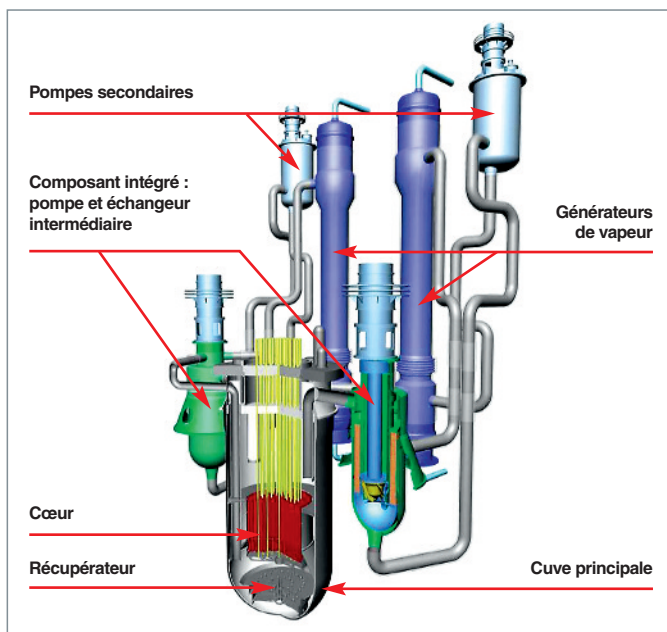


Fig. 198. Schéma du réacteur et des boucles secondaires du projet de réacteur japonais JSFR.

- La réduction du diamètre du **bloc réacteur** (10 m environ), tout en conservant une bonne accessibilité des structures internes pour les besoins de l'inspection en service, est obtenue par plusieurs moyens :

- La structure du **bouchon couvercle cœur*** est fendue et accueille un système de bras pantographe pour la maintenance du combustible ;

- le circuit de retournement au primaire qui assure la climatisation de la cuve est supprimé, au profit d'un concept de cuve chaude ;

- les protections latérales du cœur sont constituées d'hydrure de zirconium dont les propriétés **modératrices*** permettent de réduire l'encombrement radial des protections.

Les circuits de refroidissement

Le circuit primaire ne comprend que deux boucles (au lieu de trois sur le réacteur MONJU et tous les réacteurs à boucle construits jusqu'à présent). Le tracé des circuits primaires et secondaires a été raccourci, grâce notamment à l'utilisation d'acier 9 %Cr. La résolution du problème des vibrations induites dans ces tuyauteries de grand diamètre où le sodium circule à vitesse élevée représente un défi technologique. Les tuyauteries sont munies d'une double enveloppe pour prévenir toute fuite.

La pompe primaire est intégrée à l'échangeur de chaleur intermédiaire. Là aussi, le problème des vibrations induites par la pompe pose un problème difficile de tenue des tubes d'échange. Les générateurs sont de conception à tubes droits et double parois pour prévenir les risques de réaction sodium-eau.

Le bâtiment du réacteur fait appel au concept **SCCV** (*Steel plate reinforced Concrete Containment Vessel*). La structure en béton armé est enserrée entre une double couche d'acier. Il est muni d'un système parasismique avancé, qui combine des supports élastomères et des amortisseurs à huile.

Ce projet qui se basait sur un ambitieux programme de R&D est aujourd'hui suspendu, depuis l'accident de Fukushima.

Le réacteur coréen PGSFR

Le projet de réacteur rapide coréen, initialement appelé **KALIMER** et devenu désormais **PGSFR** (*Prototype GEN IV Sodium Fast Reactor*), a démarré en 2002. Plusieurs versions successives ont fait d'objet d'un avant-projet sommaire : **KALIMER 150** (puissance de 150 MWe), **KALIMER 600** (600 MWe), et aujourd'hui **PGSFR** (150 MWe).

Une agence appelée **SFRA** (*SFR development Agency*), sous la tutelle du **MEST** (*Ministry of Education, Science and Technology*) créé, en 2012, est chargée du projet.

Celui-ci s'inscrit dans une démarche de développement d'une filière rapide qui serait déployée vers le milieu du siècle, en complément du parc de REP avancés.

Les principales spécifications du cahier des charges du réacteur sont :

- La résistance à la prolifération (absence de couvertures fertiles) ;
- un combustible métallique ;
- une sûreté accrue par l'usage de systèmes passifs ;
- la compétitivité économique (compacité et simplification de la chaudière).

L'objectif est une mise en service vers 2030.

Le réacteur est de type intégré (diamètre de cuve : 7.9 m, hauteur : 12 m), avec deux pompes primaires et quatre Échangeurs Intermédiaires (EI). Deux boucles secondaires de longueur réduite, grâce à l'emploi de l'acier ferritique Grade 91, alimentent un système de conversion d'énergie pour lequel deux solutions sont envisagées : un cycle classique de Rankine eau/vapeur avec des générateurs de vapeur hélicoïdaux à double parois, et un cycle de Brayton à CO₂ supercritique. Le choix entre les deux systèmes est prévu en 2020, à l'issue des études de faisabilité du SCE à CO₂ supercritique. L'évacuation de la puissance résiduelle est réalisée :

- Par des systèmes passifs selon deux options : deux PDRC (*Passive Decay heat Removal Circuit*) échangeurs sodium/sodium en cuve et échangeur sodium/air, ou bien un circuit RVACS d'évacuation à travers la cuve ;
- complétés par deux ADRC (*Active Decay heat Removal Circuit*) de conception similaire aux PDRC, et circulation forcée de sodium et d'air.

Le combustible est constitué d'alliage métallique U-Zr et de gainage en matériau avancé de type martensitique (de base Grade 92). La manutention des assemblages est réalisée par hotte.

Là aussi, le projet comporte un programme de R&D très significatif. Une installation d'essai en sodium de grande taille (STELLA : *Sodium Test Loop for Safety Simulation and Assessment*) a été récemment mise en service.



Fig. 199. Le réacteur CEFR en construction (2007), lors de la visite d'une délégation française.

Le réacteur chinois CEFR et le projet CFR 600

Le *Chinese Experimental Fast Reactor* (CEFR) est en cours de démarrage sur le site du *Chinese Institute of Atomic Energy* (CIAE), dans la région de Pékin (fig. 199). La première divergence a eu lieu en juillet 2010, et le couplage au réseau en juillet de l'année suivante. Cette installation doit permettre à la Chine d'acquiescer une première expérience d'exploitation d'un RNR sodium et servir d'outil d'essai et d'irradiation. Il a été conçu et construit avec l'aide de la Russie.

L'étape suivante du programme de développement rapide chinois ne paraît pas encore déterminée. Un accord a été signé avec la Russie en 2009, portant sur un démonstrateur, basé sur le BN 800, qui serait construit en deux exemplaires. Cet accord ne s'est pas concrétisé jusqu'à présent.

Les équipes chinoises travaillent, par ailleurs, aujourd'hui, au développement d'un réacteur de 600 MWe de type intégré à combustible MOX (CFR 600).

Les petits réacteurs modulaires

Cette dénomination (SMR, *Small Modular Reactor*) recouvre les réacteurs d'une puissance inférieure à 300 MWe et qui peuvent être fabriqués en usine et livrés tels quels sur le site d'implantation.

Ce type de réacteur vise, en premier, le marché correspondant à des lieux d'implantation éloignés ou bien dont le réseau électrique est de faible capacité. Les arguments avancés en faveur des SMR sont qu'ils requièrent un investissement moins important qu'un réacteur de taille classique, que les plans de chargement du cœur peuvent être conçus pour de longues durées, facilitant ainsi l'exploitation, et, enfin que l'effet de taille peut induire certaines caractéristiques favorables à la sûreté.

Les États-Unis, ainsi que le Japon, à un niveau moindre, sont les pays les plus actifs dans le secteur des SMR. Plusieurs projets de SMR à caloporteur sodium ont été développés. Le 4S et SMFR sont détaillés plus loin. On peut également citer :

- Le PRISM de GE-Hitachi : 840 MWth, 310 MWe, combustible métallique U-Pu-Zr, rechargement tous les quatre/cinq ans, deux modules par unité, et les projets plus récents :
- le « *Traveling Wave Reactor* », qui peut s'apparenter à cette catégorie, bien que sa puissance soit plutôt de l'ordre de 500 MWe, porté par la société Terrapower, financé par Bill Gates le fondateur de Microsoft ;
- le AFR 100 (*Advance Fast Reactor*) d'Argonne National Laboratory : 250 MWth, 100 MWe, de type intégré, cœur à combustible métallique U-Zr assurant une durée de fonctionnement de trente ans sans rechargement, cycle de conversion d'énergie par CO₂ supercritique.

Le réacteur 4S

Un programme s'est développé au Japon, à partir de 2002, sur le concept de réacteur 4S (*Super-Safe, Small and Simple*), porté par le CRIEPI (*Central Research Institute of Electric Power Industry*), JAERI (*Japan Atomic Energy research institute*), les universités d'Osaka et de Tokyo.

Un processus de pré-licence par la NRC américaine (*Nuclear Regulatory Commission*) été entamé en 2007, avec la participation de l'ANL (*Argonne National Laboratory*) et de la compagnie Westinghouse. Depuis 2008, Toshiba réalise des développements centrés sur la technologie des pompes électromagnétique et les générateurs de vapeur.

La spécificité de ce réacteur dont deux versions ont été étudiées, d'une puissance 30 MWth/10 MWe et de 135 MWth/50 MWe, est de pouvoir fonctionner pendant trente ans, sans rechargement du combustible (concept de réacteur dit « batterie »).

Les objectifs poursuivis sont :

- Une meilleure acceptation par le public à travers une amélioration de la sûreté en particulier un cœur dont les contre-réactions sont nulles ou négatives ;
- la diminution des coûts de construction, en réduisant la taille du cœur, et la minimisation des coûts d'exploitation ;
- une résistance à la prolifération accrue du fait de l'absence de chargement/déchargement de combustible, et une meilleure protection physique par un puits de cuve totalement enterré.

- Le réacteur est aussi apte à d'autres applications que la production d'électricité, comme le dessalement de l'eau de mer ou la production d'hydrogène et d'oxygène.

Le cœur, constitué de combustible métallique (alliage U-Zr) est entouré d'un réflecteur mobile depuis le bas qui permet de compenser la perte de réactivité due à l'usure du combustible. Il existe deux systèmes d'arrêt indépendants :

- Le premier est basé sur la chute gravitaire de secteurs de l'ensemble réflecteur ;
- le second repose sur le principe d'une barre absorbante positionnée au centre du cœur et parquée en position extraite du cœur pendant le fonctionnement en puissance.

La chaudière est de type intégrée, de même durée de vie que le cœur : trente ans. Les échangeurs intermédiaires sont disposés en haut de la cuve, au-dessus du cœur. Ils sont munis chacun de deux pompes électromagnétiques en série qui assurent la circulation du sodium primaire, d'abord descendante le long de la cuve, puis ascendante depuis le fond de cuve à travers le cœur et le réflecteur.

Les circuits de sodium secondaire alimentent des GV à double parois.

L'évacuation de la puissance résiduelle est réalisée par deux types de systèmes : l'un passif par circulation d'air le long de la cuve de sécurité, l'autre par échangeur sodium/air placé sur les boucles secondaires.

Dans une première phase, le combustible utilisé ne serait pas retraité, et le réacteur fonctionnerait en cycle ouvert. Dans un second temps, il pourrait être retraité par procédé **pyrométallurgique***, suivant un cycle fermé.

Le Projet SMFR

Un exercice international de conception d'un réacteur rapide modulaire de petite taille (*Small Modular Fast Reactor*) réunissant *Argonne National Laboratory* (États-Unis), JNC devenue aujourd'hui JAEA (*Japan Atomic Energy Agency*) et le CEA a été conduit en 2004 et 2005.

Il s'agissait de proposer un réacteur adapté à des réseaux électriques de faible puissance où bien destinés à des zones isolées. L'exploitation, la sûreté et le rechargement du combustible devait être aussi simple et efficace que possible.

L'objet de ce projet était aussi de développer des technologies innovantes, utilisables sur le plus long terme pour d'autres concepts de réacteur rapide au sodium.

Le SMFR se caractérise par :

- Un cœur constitué de combustible métallique à fort taux de conversion, autorisant un fonctionnement pendant trente ans à un taux de charge de 90 %, sans rechargement ;
- une résistance accrue à la prolifération, dans une perspective d'exportation. Celle-ci est obtenue en adoptant un combustible neuf contenant les actinides mineurs d'un combustible REP fortement irradié, et par l'absence de transfert de combustible ;
- une sûreté intrinsèque complétée par des systèmes passifs ;
- une chaudière simplifiée pour une construction modulaire et une transportabilité ;
- un système de conversion d'énergie basé sur un cycle de Brayton au CO₂ supercritique.

Le réacteur d'une puissance de 125 MWth (50 MWe) est de type intégré (tableau 22). La cuve d'un diamètre de 4,6 m et de 14,8 m de haut contient deux pompes électromagnétiques de circulation du sodium primaire, deux échangeurs intermédiaires et deux circuits passifs d'évacuation de la puissance résiduelle.

Le combustible est un alliage d'uranium et de zirconium. La durée de vie de la chaudière est de soixante ans. Un rechargement complet du cœur est effectué à mi-vie.

Récapitulatif des réacteurs rapides sodium en projet ou en construction dans le monde

(en dehors d'ASTRID ; voir *infra*, p. 189-196, le chapitre intitulé : « Le projet ASTRID (juin 2013) »)

Voir le tableau 21, page ci-contre.

Un intérêt soutenu dans le monde

Ce panorama succinct des RNR sodium en construction ou à l'étude dans le monde montre que la plupart des grandes nations nucléaires mènent des projets ambitieux, dans une perspective de déploiement de la filière associée à un cycle fermé du combustible. Ces projets accordent tous une place essentielle à l'innovation.

Une large gamme de puissance est envisagée, en fonction des objectifs assignés à chaque réacteur.

Si certaines grandes caractéristiques techniques émergent, comme l'adoption du concept intégré, à l'exception notable, cependant, du Japon, une grande diversité de choix technologiques prévaut, qui résulte de différents facteurs : le contexte

national, technique et réglementaire, le retour d'expérience, etc.

Ces projets stimulent la coopération internationale. Les enjeux sont nombreux :

- Partager la vision des progrès nécessaires sur la filière ;
- partager l'effort de R&D ;
- rechercher une convergence sur les standards internationaux qui s'imposeront à cette filière, notamment en matière de sûreté et de non-prolifération ;
- articuler les objectifs de démonstration des prototypes pour les rendre complémentaires ;
- optimiser les infrastructures nécessaires à leur développement.

Le CEA est l'un des acteurs majeurs de cette collaboration internationale depuis l'origine de la filière.

L'AIEA joue également un rôle important dans le développement des réacteurs rapides.

Terminons en soulignant qu'une période particulièrement intéressante s'ouvre devant nous, alors que de nouveaux réacteurs vont être mis en service dans les prochaines années, venant élargir encore le retour d'expérience de cette filière.

Laurent MARTIN,
Département d'étude des réacteurs

► Bibliographie

« Status of fast reactor research and technology development », IAEA-TECDOC-1691, 2012.

BN 800 et BN 1200 :

« Concept of an advanced power-generating unit with a BN1200 sodium-cooled fast reactor ». *Atomic energy*, vol. 108, n°4, 2010.

« Advanced Sodium Fast Reactor Power Unit Concept », FR 09 Kyoto, 7-11 December 2009.

VASILYEV (B.A.) *et al.*, « Development of Fast Sodium Reactor Technology in Russia », IAEA-CN-199-026, FR 13 Conference, 2013.

VASILYEV (B.A.) *et al.*, « BN 1200 Reactor Power Unit design Development », IAEA-CN-199-375, FR 13 Conference, 2013.

MBIR :

DRAGUNOV(Y.) *et al.*, « Experimental Potentialities of the MBIR Reactor », IAEA-CN-199-456, FR 13 Conference, 2013.

PFBR et FBR :

CHETAL (S.C.), « Current Status of Fast Reactors and Future Plans in India », *Asian Nuclear Prospects*, 2010.

Tableau 21.

Les réacteurs rapides à caloporteur sodium en projet ou en construction dans le monde								
	BN 800	BN 1200	PFBR	FBR	JSFR	PGSFR	4S	SMFR
Puissance thermique (MWth)	2 100	2 900	1 250		3 570	393	30 /135	125
Puissance électrique (MWe)	880	1 220	500	500	1 500	150	10 /50	50
Facteur de charge (%)	85	90	75	85		> 70	> 95	90
Type	Intégré	Intégré	Intégré	Intégré	Boucles (Nb : 2)	Intégré	Intégré	intégré
Durée de vie	40	60	40	60	60	60	30	60
Rendement brut (%)	41,9	42,9	41		42		33/37	38
Nombre de pompes primaires	3	3	2	2	2 composant intégré : pompe-El)	2	2 (PEM)	2 (PEM)
Nombre de boucles secondaires	3	4	2	2	2	2	1	1
T° Primaire entrée /sortie (°C)	354/547	410/550	497/547		395/550	390/545	355/510	355/510
Type de Combustible	UO ₂ -PuO ₂	UO ₂ -PuO ₂ ⁽¹⁾	UO ₂ -PuO ₂	UO ₂ -PuO ₂	UO ₂ -PuO ₂	Métal, U-Zr	Métal, U-Zr	Métal, U-Zr
Hauteur cœur (m)	0,88	0,85	1		1	0,8	2,5	
Diamètre gaine (mm)	6,9	9,3	6,6	6,6	9			17,5
Taux de combustion maximal (MWJ/t)	70 → 100	90 →140	100	100 → 200	250	94	34/90 (TC moy)	133
Puissance linéique maximale (W/cm)	485	465	450	-	-	185	39 /110 (Plin moy)	
Nombre de systèmes d'arrêt (actif+passif)	2+1	2+2	2	2+1	2+1	-	1+1	2
Type GV	Tubes droits	Tubes droits	Tubes droits	Tubes droits	Tubes droits à double paroi	Tubes droits ⁽²⁾	Tubes hélicoïdaux à double paroi	Cycle de Brayton au CO ₂ supercritique
Nombre de GV par boucle	10	1	4	3	1	1	1	-
Nombre de boucles EPur	2 (au secondaire)	1 (au primaire)	4 (au primaire)	6, (au primaire)	1 (cuve primaire) + 2 (boucles primaires)	4 (au primaire)	1 (au primaire - cas 50 MWe) + refroidissement intercuve	2 (au primaire)
Stockage externe en sodium des assemblages usés	oui ⁽³⁾	non	non	non	Oui ⁽⁴⁾	non	-	-

(1) Passage à un combustible nitrure envisagé.

(2) Cycle de Brayton au CO₂ supercritique également étudié.

(3) Taille réduite car couplé à stockage interne en réacteur.

(4) Un stockage pour deux réacteurs jumelés.

CHELLAPANDI (P), « Development of innovative Reactor Assembly Components towards Commercialization of Future FBRs », Asian Nuclear Prospects, 2010.

VASUDEVA RAO *et al.*, « A Perspective of the Indian Programme on Fast Reactors and Associated Fuel Cycles », P. R. IAEA – CN-199-FRP-003, FR 13 Conference, 2013.

JSFR :

AOTO (K.), UTO (N.), SAKAMOTO (Y.) [JAEA], ITO (T.), TODA (M.) [MFBR], KOTAKE (S.) [JAPC], « JSFR design study and R&D progress in the FaCT project », 01-07. FR09P1406F.

PGSFR :

KIM (Y.G.) *et al.*, « Status of sodium cooled FR technology development in Korea », ICAPP 2011 May 2nd-5th 2011, Nice.

KIM (Y.G.) *et al.*, « Status of SFR Development in Korea », IAEA –CN-199-INV-037, FR 13 Conference, 2013.

CEFR, CFR 600 :

ZHANG (D.), « Fast Reactor Development Strategy in China », IAEA-CN-199-FRP -01, FR 13 Conference, 2013.

SMRs :

« AIEA Status Report 76 Super-Safe, Small and Simple Reactor (4S) » September 20th, 2010.

« Small Modular Fast Reactor Design Description ANL, JNC, CEA, ANL-SMFR-1 », July 1, 2005.

GRANDY (C.) *et al.*, « Advanced Fast Reactor-100 Design Overview », IAEA - CN-199-398, FR 13 Conference, 2013.

Le projet ASTRID (juin 2013)

La loi n° 2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs demande la mise en service d'un réacteur prototype à l'horizon 2020, prototype qui devra répondre aux critères de la 4^e génération, comme cela a été précisé lors du comité de l'énergie atomique du 20 décembre 2006. Le choix a été fait de lancer l'avant-projet d'un réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium (RNR-Na), seule filière alternative aux réacteurs à l'eau légère bénéficiant d'une démonstration industrielle confortée par un retour d'expérience de plusieurs décennies, en France comme à l'étranger, et susceptible d'atteindre les objectifs de 4^e génération rappelés ci-dessus.

Ce projet a été appelé ASTRID : *Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration*.

Le cahier des charges du réacteur ASTRID

Pour répondre aux objectifs rappelés au-dessus, les RNR-Na de 4^e génération devront faire des progrès significatifs, en particulier dans les domaines suivants :

- Une sûreté renforcée par rapport aux RNR-Na antérieurs, avec comme objectif une prévention accrue des accidents graves, et en parallèle, au titre de la défense en profondeur, une prise en compte dès la conception de la fusion du cœur (dispositifs de mitigation) ;
- l'amélioration de l'inspectabilité des structures en sodium, en particulier celles qui ont une fonction de sûreté ;
- la diminution des risques liés à l'affinité du sodium avec l'oxygène : feu de sodium et réaction sodium-eau ;
- une disponibilité supérieure aux RNR-Na précédents et des performances au niveau de celles des réacteurs commerciaux qui seront déployés à la même époque ;
- la capacité à transmuter des actinides mineurs, si ce choix de gestion des déchets radioactifs est décidé par le gouvernement français ;
- la compétitivité par rapport aux autres sources de production d'électricité à service rendu équivalent.

La loi de juin 2006, ainsi que les comités de l'énergie atomique de 2006 et 2008 ont permis de définir les attentes concernant ASTRID qui aura pour objectif essentiel de démontrer à **l'échelle industrielle** les avancées technologiques en qualifiant les options innovantes retenues dans les domaines de progrès identifiés ci-dessus. Ses caractéristiques devront pouvoir être **extrapolées** à de futurs RNR-Na industriels de forte puissance (une puissance de 1 500 MW_e a été choisie pour les études d'extrapolation), notamment pour tout ce qui concerne la sûreté et l'opérabilité.

ASTRID se démarquera cependant des futurs réacteurs commerciaux sur les plans suivants :

- La puissance retenue pour ASTRID est de 1 500 MW_{th} soit environ **600 MW électriques**, puissance qui apparaît suffisante pour garantir la représentativité du cœur (en fonctionnement normal et vis-à-vis des études de sûreté, d'accidents graves, notamment) et des composants principaux ; elle permet également de compenser les coûts d'exploitation par une production significative d'électricité. Une étude de sensibilité sur les principaux paramètres caractérisant le comportement du réacteur sera néanmoins conduite autour de cette puissance, afin de s'affranchir d'éventuels effets de seuil ;
- le réacteur aura des capacités expérimentales. Sa conception devra donc avoir une certaine **flexibilité** pour pouvoir tester, dans un second temps les options plus innovantes qui n'auront pas été retenues dans la conception initiale. On pourra, en particulier, tester des technologies d'instrumentation novatrices, de nouveaux combustibles et matériaux, voire de nouveaux composants sur les circuits ;
- il sera mis en service durant la prochaine décennie, son niveau de **sûreté** devra être au moins égal à celui des réacteurs de 3^e génération mis en service au même moment. On s'attachera à rendre la démonstration de sûreté plus robuste que pour les RNR-Na conçus antérieurement. ASTRID prendra en compte le retour d'expérience de l'accident de Fukushima, notamment pour ce qui concerne l'absence d'« effets falaise » préjudiciables à la robustesse vis-à-vis d'événements externes ;
- en terme de **disponibilité**, il faut tenir compte du fait que le fonctionnement continu d'ASTRID sera perturbé par les expérimentations qui y seront menées. Hors celles-ci, la dis-

ponibilité du réacteur devra être supérieure à 80 %. Les options retenues devront montrer qu'un coefficient de disponibilité supérieur à 90 % pour la filière commerciale est potentiellement atteignable, lorsqu'elles seront extrapolées aux centrales de puissance de série ;

- sans être un MTR (*Material Testing Reactor*), ASTRID fournira des services d'irradiations, comme PHÉNIX a pu le faire dans le passé. Celles-ci permettront d'améliorer progressivement les performances du cœur et des absorbants, et de tester de nouveaux combustibles et matériaux de structure, comme le combustible carbure et l'acier de gainage ODS. Il devra disposer d'une cellule d'examen pour expertiser ces irradiations, implantée dans la centrale ou à proximité ;
- bien que les centrales à neutrons rapides du futur puissent avoir vocation à être surgénératrices, ASTRID sera **isogénérateur***, compte tenu de la situation actuelle sur les matières nucléaires, et devra démontrer la possibilité de la surgénération. ASTRID devra démontrer la faisabilité industrielle du multi-recyclage du Pu.

ASTRID devra, de plus, répondre aux exigences suivantes :

- Pouvoir être implanté à Marcoule, un des sites potentiels de construction ;
- pouvoir être visité facilement par le public, dans un objectif de transparence ;
- s'appuyer sur le retour d'expérience des réacteurs passés, en particulier PHÉNIX et SUPERPHÉNIX, mais s'en démarquer nettement par les améliorations permettant de répondre aux objectifs ci-dessus et s'inscrire clairement dans le cahier des charges de la 4^e génération ;
- prendre en compte les exigences de sécurité actuelles, en particulier la protection contre la malveillance d'origine externe et interne, ainsi que la protection des matières nucléaires ;
- répondre aux dernières exigences de l'AIEA en matière de résistance à la prolifération ;
- avoir un coût maîtrisé.

Les orientations de conception d'ASTRID

Les options de conception d'ASTRID doivent répondre aux exigences établies pour les futurs réacteurs de production citées ci-dessus.

La prévention de la fusion du cœur

Vis-à-vis de cet objectif, un concept de cœur innovant a été étudié pendant la première phase de l'avant-projet sommaire, le cœur hétérogène dit « CFV » (Cœur à Faible effet de Vide sodium).

Dans la perspective de réduire drastiquement l'effet de vide sodium, par rapport au concept des cœurs des réacteurs du passé, la conception du cœur CFV a été axée sur la recherche d'une optimisation des paramètres de contre-réactions neutroniques du cœur (**coefficients de réactivité***), afin d'obtenir un meilleur comportement naturel du cœur, lors de situations accidentelles conduisant à un échauffement global du cœur. En particulier, l'effet en réactivité lié à la dilatation du sodium obtenu par conception (plénum sodium, plaque fertile hétérogène) est négatif, en cas de perte globale du débit primaire, et peut se traduire par un effet de vidange global négatif, dans le cas où une phase d'ébullition serait atteinte. Cette spécificité nouvelle, par rapport à des cœurs standards de type SUPERPHÉNIX ou EFR* est extrapolable et se vérifie pour des cœurs CFV de plus forte puissance. Les premières études de transitoires accidentels de perte de débit primaire (**ULOF***) ou de source froide (**ULOHS***) sans chute des barres montrent un comportement naturel favorable du cœur CFV (fig. 200) qui reste à confirmer dans la suite des études.

Pour des transitoires accidentels locaux de type remontée intempestive des barres (**RIB***), le cœur CFV se présente favorablement, grâce à la faible réserve de réactivité du cœur.

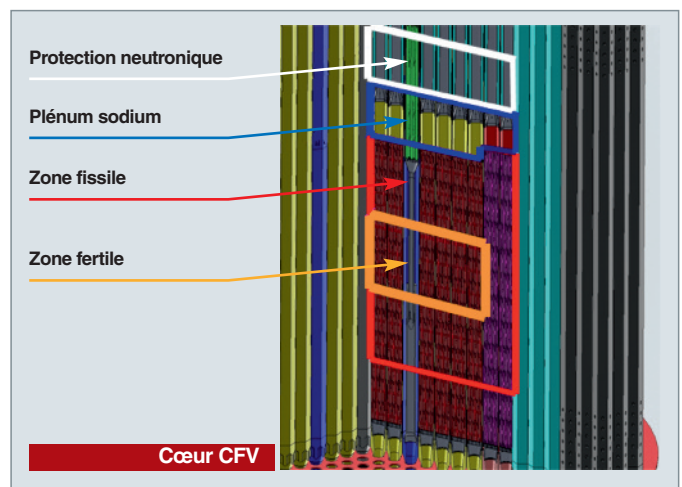


Fig. 200. Coupe du cœur « faible effet de vide sodium » du réacteur ASTRID.

Pour les situations de fusion locale d'assemblages, englobées dans le scénario conventionnel de bouchage total instantané d'un assemblage (**BTI***), de probabilité très faible, grâce à la conception des pieds d'assemblage, le comportement est à analyser et des mesures de prévention et de détection renforcées sont à mettre en place.

En termes de mitigation des conséquences d'un hypothétique accident grave, les premiers calculs montrent un dégagement d'énergie beaucoup plus faible que dans les cœurs précédents. Ces tendances doivent être confirmées par les calculs futurs.

Le concept CFV présente, par ailleurs, une faible chute de réactivité, grâce à la présence d'aiguilles combustibles de plus gros diamètre. Le cœur CFV présente donc des avantages en termes d'allongement des durées de cycle et temps de séjour du combustible en cœur.

La puissance volumique plus faible produit cependant, pour ces concepts, des inventaires en plutonium plus élevés de près de 30 % (à même puissance unitaire) et une augmentation du diamètre global du cœur (et donc du réacteur), par rapport à des cœurs type SUPERPHÉNIX ou, EFR.

Compte tenu de ces résultats, le cœur CFV a été choisi en référence pour la 2^e phase de l'avant-projet sommaire.

Par ailleurs, les dispositions suivantes seront prises pour réduire encore la probabilité de fusion du cœur :

- La prévention sera renforcée par une inspectabilité de tous les éléments importants pour la sûreté (EIS) et de tous les éléments pouvant affecter les EIS ; on pense, bien entendu, en premier lieu, aux structures internes du bloc réacteur, en particulier le supportage du cœur et le bouchon couvercle cœur, pour lesquels des méthodes d'inspection performantes devront être qualifiées ; le choix entre les différentes options de structures internes du bloc réacteur décrites plus loin prendra en compte le critère d'inspectabilité ;
- les agressions seront prises en compte dès la conception, qu'elles soient d'origine externe (chute d'avion, séisme, inondation, malveillance,) ou interne ;
- les moyens d'évacuation de la **puissance résiduelle*** seront suffisamment redondants et diversifiés pour que la défaillance totale de la fonction puisse être écartée ;
- une réflexion est en cours sur l'adjonction d'un 3^e niveau d'arrêt de type passif ; un dispositif de ce type, appelé SEPIA, a été breveté par le CEA, visant à assurer, de façon passive, la maîtrise de la réactivité, en cas de la défaillance des deux systèmes d'arrêt automatiques ; ses partenaires industriels étudient des dispositifs ayant la même finalité ;

- enfin, tous les développements récents en termes d'instrumentation et de systèmes de mesures seront mis à profit pour renforcer la surveillance du cœur et du réacteur.

La prise en compte d'un accident de fusion du cœur

Dans une démarche de défense en profondeur, et même si l'objectif principal est d'éliminer pratiquement les risques de fusion du cœur, l'implantation d'un récupérateur de corium (mélange de combustible et d'acier fondus) est envisagée sur ASTRID ; celui-ci devra alors pouvoir récupérer la totalité du cœur, maintenir le **corium*** sous-critique, assurer son refroidissement sur le long terme, et, enfin, être inspectable ; à ce stade, plusieurs options sont envisagées quant à la technologie et la localisation (en cuve ou hors cuve) de ce récupérateur.

Toujours dans une logique de défense en profondeur, même si l'objectif est d'éliminer pratiquement les accidents avec dégagement énergétique, la robustesse du confinement sera recherchée afin d'éviter en toute situation d'avoir à recourir à des contre-mesures à l'extérieur du site.

L'inspectabilité des structures en sodium

Notamment pour des raisons de sûreté, le CEA a fait le choix, en début de projet, d'un concept de type intégré, l'ensemble du circuit primaire étant contenu dans la cuve principale du réacteur, doublée par une cuve de sécurité. Cette option a des avantages (minimisation et simplification des structures et du confinement à inspecter) et des inconvénients (dimensions plus importantes, zones d'accès encombrées) vis-à-vis de l'inspectabilité des structures. L'inspectabilité des composants en sodium est difficile de par l'opacité de celui-ci et la nécessité de garder celui-ci isolé de l'air. PHÉNIX et SUPERPHÉNIX avaient axé la prévention de la défaillance des structures importantes pour la sûreté sur une grande marge de dimensionnement et une qualité de réalisation rigoureuse, les capacités d'inspection en service ayant été développées en cours de projet ou d'exploitation. Ces principes seront respectés pour ASTRID, mais, en plus, l'inspection des structures internes au bloc réacteur sera prise en compte dès la conception, en prévoyant les accès et les adaptations des structures facilitant la mise en œuvre des technologies existantes ou en cours de développement. Ces technologies d'inspection pourront, selon les cas, être opérées soit à partir de l'extérieur, soit par l'intérieur du réacteur (fig. 201) ; elles mettront principalement en œuvre des méthodes optiques ou ultrasonores ; le choix sera fait en lien avec la conception du circuit primaire. L'amplitude et la fréquence de ces contrôles devront néanmoins rester compatibles avec l'objectif de démonstration de la disponibilité du réacteur.

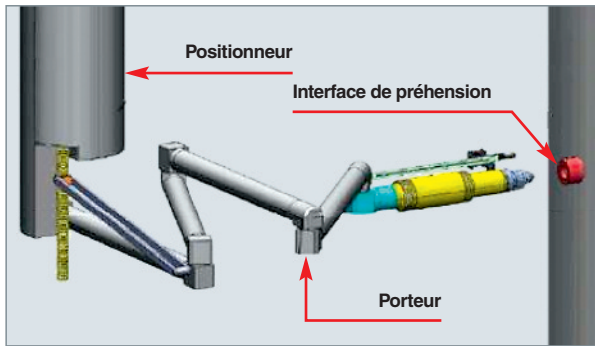


Fig. 201. Image d'un bras porteur d'instrumentation pour l'inspection sous sodium.

Plusieurs architectures de cuve interne ont été étudiées :

- Réacteur intégré à redan conique, solution extrapolée des réacteurs précédents et intégrant les innovations du projet EFR ;
- réacteur intégré à Cuve Interne Cylindrique Interne aux composants, dont on espère une amélioration de l'accessibilité des structures en fond de cuve et, en cas d'accident de fusion du cœur, la protection des systèmes d'évacuation de puissance résiduelle et une meilleure tenue du confinement primaire ;

- réacteur intégré à Cuve Interne Cylindrique Externe aux composants, dont les motivations sont la simplification du design de la chaudière, un meilleur accès aux internes pour l'inspection et les réparations, et davantage de place pour un récupérateur interne ;

- réacteur intégré à redan stratifié, concept innovant mais n'ayant pas une maturité suffisante.

Le concept à redan a été retenu (fig. 202) pour la suite du projet.

L'inspectabilité a été l'un des critères majeurs de choix entre ces différents concepts, les autres étant des considérations techniques (sûreté, dimensionnement, durée de vie, inspection en service), mais également la maturité de la solution (risque projet) et l'aspect économique. En effet, l'objectif de projet est de prendre en compte l'inspectabilité et la réparabilité dès le début de l'avant-projet, pour orienter les choix de conception.

La diminution des risques liés à l'affinité du sodium avec l'oxygène

En alternative au cycle de conversion d'énergie de Rankine classique eau-vapeur (qui bénéficie d'une possibilité de réalisation industrielle immédiate, d'un retour d'expérience important quant à la maîtrise des transitoires opératoires), un système de conversion d'énergie par cycle de Brayton au gaz (azote pur à 180 bar) est étudié pour améliorer la sûreté avec l'élimination *de facto* du risque lié à la réaction sodium-eau (fig. 203) ; ce type de système n'a jamais été réalisé pour une application industrielle, ni dans les gammes de pression et puissance requises par ASTRID, et il faut d'abord s'assurer de sa faisabilité, de sa compatibilité avec les contraintes d'un réacteur nucléaire et, plus particulièrement, d'un RNR à sodium, de son coût et des délais de mise au point et de validation du concept ; en tout état de cause, un circuit intermédiaire en sodium sera conservé pour des raisons de sûreté, quelle que soit la conversion d'énergie.

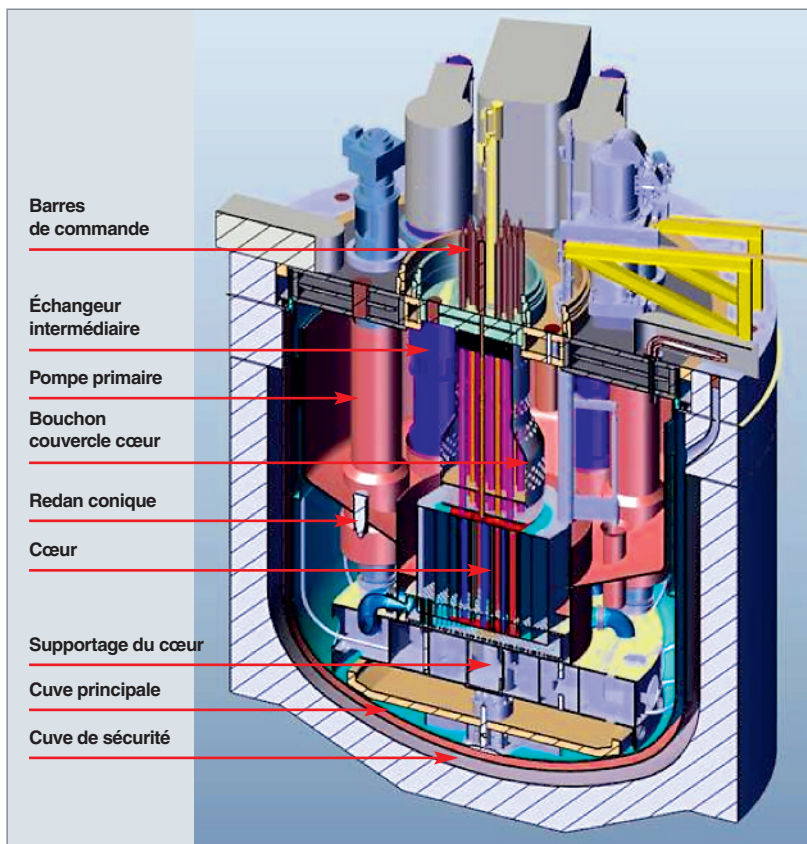


Fig. 202. Schéma du bloc réacteur d'ASTRID.

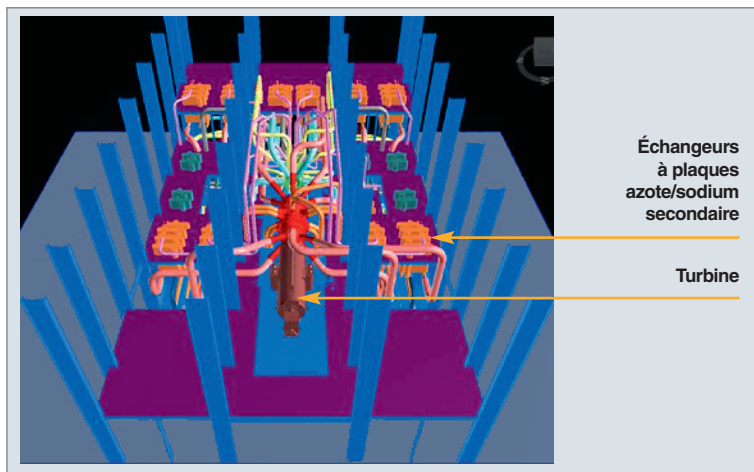


Fig. 203. Image d'une salle des machines avec un circuit de conversion d'énergie à gaz.

En parallèle, le cycle à l'eau-vapeur a également été étudié et les améliorations suivantes ont été prises en compte :

- L'emploi de générateurs de vapeur de petite taille, permettrait de garantir l'intégrité de l'échangeur intermédiaire et donc la protection du circuit primaire, celle du circuit intermédiaire et celle de l'enveloppe du générateur de vapeur, même dans l'hypothèse très enveloppe de la rupture brutale et simultanée de tous les tubes à l'intérieur d'un module ;
- la technologie retenue pour le générateur de vapeur (GV) est un concept hélicoïdal avec entrée et sortie du sodium par le bas, préféré aux concepts à tubes droits avec ou sans lyre ; le GV inversé, avec le sodium à l'intérieur des tubes, a aussi été étudié, son intérêt potentiel étant de réduire la probabilité d'évolution d'une fissure vers une fuite, ou vers les tubes voisins, d'accélérer la détection d'une fuite et de limiter l'évolution de la fuite à un seul tube, mais il n'a pas été retenu, car il présente une grosse difficulté pour son inspection, est pénalisé sur le plan du coût et demande également un programme de qualification important ;
- la redondance et les performances des systèmes de détection de fuite seront également améliorées ;
- le choix du générateur de vapeur prendra également en considération le coût de ce composant et, plus généralement, celui du circuit intermédiaire ;
- la mitigation du risque hydrogène (très important, en cas de réaction sodium-eau) et la réaction sodium-eau-air seront prises en compte dès la conception.

À la fin de la première phase d'avant-projet, il a été décidé de poursuivre le développement du système de conversion d'énergie à gaz, associé à des échangeurs sodium-gaz compacts, solutions les plus innovantes, tout en gardant, en solu-

tion de repli, le système de conversion d'énergie à vapeur.

Vis-à-vis des conséquences de fuite et de feu de sodium, on étudiera également les possibilités de confiner et/ou d'inertiser les locaux pour étouffer les feux, ainsi que les moyens permettant de réduire significativement les rejets sodés.

La diminution de la durée des arrêts

Le système de manutention des combustibles sera revisité pour améliorer les cadences de manutention et augmenter sa fiabilité ; le chargement et déchargement des combustibles se feront en sodium, cela étant rendu

nécessaire par l'objectif de pouvoir manutentionner des assemblages porteurs d'actinides mineurs, donc à puissance résiduelle élevée. En outre, cette solution, bien que plus complexe et coûteuse, permet une plus grande souplesse d'exploitation, en situations normales et incidentelles.

Une attention particulière sera apportée pour réduire les causes d'indisponibilités en orientant les études d'avant-projet selon les axes suivants :

- La fiabilité du matériel sur des technologies éprouvées ;
- la recherche de conception de matériel simple et « rustique » ;
- la détection préventive des défaillances.

Afin de réduire la durée des indisponibilités, les équipements dont le changement est à prévoir auront fait l'objet d'études de maintenance *in situ* ou de manutention pour optimiser, dès la conception, les opérations de manutention, assainissement, réparation et requalification.

Pour préserver l'investissement, le projet s'attachera (comme indiqué plus haut) à rendre réparable (ou remplaçable de manière exceptionnelle) le plus grand nombre possible de structures du réacteur, et, en particulier, le **bouchon couvercle cœur***, composant dont le chargement thermomécanique rend complexe la démonstration d'une durée de vie de soixante ans.

La transmutation dans ASTRID

Conformément à la loi du 28 juin 2006 relative à la gestion des déchets radioactifs à vie longue, ASTRID devra faire la démonstration de la transmutation à une échelle significative, si ce choix est fait par les pouvoirs publics.

Une démarche progressive et flexible sera adoptée pour s'adapter aux décisions.

Dans un premier temps, seuls de petits échantillons seront irradiés, typiquement quelques pastilles dans une ou plusieurs aiguilles ; ce sera ensuite quelques aiguilles dans un assemblage. Ce type d'irradiation ne met en jeu que la capacité expérimentale d'ASTRID et ne crée que peu de contraintes sur la conception du réacteur.

Il faudra probablement prévoir la réservation d'emplacements pour quelques assemblages spécifiques chargés en actinides mineurs.

Les deux modes de transmutation seront envisagés, homogène et hétérogène. Dans ce dernier cas, en fonction du pourcentage d'actinides mineurs dans une couverture spécialement dédiée, la puissance résiduelle peut créer des contraintes importantes sur le système de manutention du combustible.

Parmi les actinides mineurs considérés, priorité sera donnée à l'étude de la transmutation de l'américium.

À ce jour, on retient un potentiel de 2 % d'actinides mineurs dans le combustible en mode homogène et d'implanter des couvertures chargées à 10 % d'actinides mineurs.

La maîtrise du coût

L'évaluation du coût de la centrale est un élément important de décision pour la poursuite du projet, de même que le coût du kWh des futurs réacteurs commerciaux. Certes, compte tenu de l'absence de design à ce jour, et de la complexité technologique de la filière RNR-Na, il n'est pas envisageable d'entamer dès à présent une conception à coût objectif. Cependant, les actions suivantes seront lancées dès maintenant :

- Une démarche d'analyse de la valeur sera engagée dès l'avant-projet sommaire, de manière à sélectionner, lorsque c'est possible, des options économiquement attractives ;
- on s'interrogera également sur les marges de conception, en gardant toutefois à l'esprit que les objectifs visés sont également la robustesse et une durée de vie accrues ;
- enfin, on regardera comment optimiser les coûts d'exploitation, tout en restant vigilants aux facteurs humains et organisationnels.

À la fin de la première phase d'avant-projet, l'absence d'étude de faisabilité ou de préchiffrages industriels ne permet pas de faire une évaluation du coût. Seules sont disponibles des tendances à caractère indicatif par référence aux chiffrages réalisés pour des projets antérieurs (EFR*), avec un recoupement global par rapport à des projets récents (EPR). Elle est basée sur un découpage selon le référentiel EMWG établi par le forum GEN 4 pour les réacteurs de 4^e génération.

L'organisation du projet ASTRID

Par la loi du 28 juin 2006, le CEA s'est vu confier la maîtrise d'ouvrage du projet. Il en a également reçu le financement de l'avant-projet par le programme d'investissements d'avenir. Il a mis en place l'organisation suivante pour la phase d'avant-projet :

- La maîtrise d'ouvrage et le pilotage stratégique du projet sont assurés par la Direction de l'Énergie Nucléaire/ Direction de l'Innovation et du Soutien Industriel, et plus particulièrement le programme « Réacteurs de 4^e génération » ;
- le pilotage opérationnel du projet est assuré par la cellule projet ASTRID rattachée au Département d'Étude des Réacteurs de Cadarache et animée par un chef de projet. Celui-ci s'appuie sur une équipe plateau composée des fonctions suivantes :
 - Architecte industriel, car le CEA a pris la décision de ne pas faire appel à un maître d'œuvre principal et d'assurer lui-même la fonction d'ensemblier ; il s'appuie sur une cellule de synthèse et de maîtrise de la configuration ;
 - responsable de management de projet chargé de l'organisation, de la maîtrise des risques, du suivi des plannings et des coûts ; il s'appuie sur une assistance externe ;
 - responsables de fonctions transverses sur les enjeux majeurs d'ASTRID (sûreté ; opérabilité ; analyse de la valeur ; programmes expérimentaux ; instrumentation et inspection en service) ;
 - responsables chargés de piloter les différents lots (interfaces site ; chaudière nucléaire ; cœur ; systèmes de conversion d'énergie ; auxiliaires nucléaires et manutention, contrôle commande et distribution électrique ; génie civil).

Le projet est découpé en lots d'études qui sont confiés à différents partenaires industriels, dans le cadre de collaborations bilatérales sur la base d'un périmètre technique avec partage des coûts. En juin 2013, les accords suivants ont été signés :

- EDF/SEPTEN (signé le 22 décembre 2010) qui assure une assistance à l'équipe CEA de maîtrise d'ouvrage par une présence directe dans celle-ci et par une équipe basée à Lyon pour la partie sûreté et technologie ; elle apporte ses compétences d'architecte et d'exploitant de centrales nucléaires REP et RNR ;
- AREVA NP (signé le 5 novembre 2010), seul constructeur européen maîtrisant la conception des centrales à neutrons rapides à sodium, qui assure l'ingénierie de la chaudière nucléaire, des auxiliaires nucléaires et du contrôle-commande ;
- ALSTOM POWER SYSTEMS (signé le 26 mai 2011), concepteur et constructeur de systèmes de conversion d'énergie de centrales nucléaires ou non, qui mène les études de celui d'ASTRID ;

- COMEX Nucléaire (signé le 4 juillet 2011) qui apporte ses compétences de conception mécanique pour l'étude de différents systèmes, en particulier de robotique pour l'inspection en service du circuit primaire, conception diversifiée de mécanismes de barres ;
- TOSHIBA (signé le 13 avril 2012) pour le développement et la qualification de grosses pompes électromagnétiques pour les circuits secondaires de sodium ;
- BOUYGUES (signé le 27 avril 2012) dont la contribution porte essentiellement sur la conception du génie civil de l'ensemble des bâtiments de l'îlot nucléaire (dont le bâtiment réacteur, les bâtiments auxiliaires nucléaires, les bâtiments de manutention du combustible) mais également de la salle des machines, abritant le groupe turbo alternateur ;
- EDF (signé le 25 avril 2012) qui étend l'accord signé avec le SEPTEN aux activités de R&D et à l'expertise technique en support à ASTRID ;
- JACOBS France (signé le 21 juin 2012) sur l'ingénierie des infrastructures et des moyens communs du site ;
- ROLLS-ROYCE (signé le 24 septembre 2012) pour des recherches d'innovation sur les échangeurs sodium-gaz et la manutention du combustible ;
- ASTRIUM (signé le 19 octobre 2012) pour appliquer à ASTRID des méthodologies destinées à augmenter la disponibilité du réacteur, méthodologies issues de l'expérience des lanceurs de la fusée ARIANE et des missiles.

D'autres accords sont en cours de discussion.

Les principales missions de l'équipe projet ASTRID sont les suivantes :

- Définition des options d'ASTRID ;
- pilotage des études d'ingénierie et contrôle des résultats ;
- examen de la possibilité des futurs programmes expérimentaux ;
- coordination des interfaces et remontage (rôle d'architecte industriel) ;
- rédaction des dossiers de sûreté et instruction avec l'ASN (des échanges réguliers ont lieu avec l'ASN sur les principales orientations de sûreté) ;
- spécification des besoins en R&D ;
- intégration des résultats de R&D dans le design ;
- gestion de l'interface avec le site de Marcoule, implantation potentielle d'ASTRID.

L'équipe ASTRID, majoritairement composée d'experts confirmés des RNR-Na, a vocation à intégrer de jeunes ingénieurs pour pérenniser la compétence sur cette technologie. Le gréement de l'équipe projet évoluera en fonction des besoins du projet.

ASTRID étant un projet CEA, il sera conduit selon les règles d'assurance qualité du CEA, en particulier le référentiel méthodologique de management de projet (R2MP) basé sur la recommandation RG AERO00040.



Partenaires industriels du projet ASTRID

Le calendrier et les principales échéances

Les actions de R&D menées dans un cadre tripartite CEA-EDF-AREVA, entre 2007 et 2009, ont permis de donner les premières orientations au projet et de figer un certain nombre de concepts structurants comme, par exemple, le circuit primaire intégré, ou le combustible UO_2 - PuO_2 . Elles ont servi de base au premier dossier d'orientation du projet, émis en septembre 2010, qui a listé les options structurantes déjà actées et les options ouvertes. L'objectif de laisser ouvertes certaines options a permis de se donner le temps nécessaire à l'étude d'options innovantes qui pourraient être intégrées dans la conception d'ASTRID, afin de placer clairement ASTRID dans la 4^e génération.

L'avant-projet sommaire a commencé en octobre 2010 ; il est constitué de plusieurs phases :

- Une phase préparatoire qui a permis de structurer le projet, formaliser l'expression des besoins et définir les principaux jalons et échéances ; elle s'est terminée par une revue formelle de lancement de la phase suivante (au sens de la recommandation RG AERO 00040) qui s'est tenue en mars 2011 ;
- la première phase de l'avant-projet, dite « AVP1 », qui a eu pour but d'analyser les options ouvertes, en particulier les plus innovantes, pour faire le choix du design de référence en fin 2012 ; c'est au cours de cette phase qu'ont été établies les premières évaluations du planning de construction ; un document résumant les principales orientations de sûreté a également été émis et transmis à l'ASN, en juin 2012 ;
- la seconde phase de l'avant-projet, dite « AVP2 », a débuté en janvier 2013 ; elle visera à conforter la conception pour disposer, fin 2015, d'un avant-projet sommaire complet et cohérent ; celui-ci sera accompagné d'une estimation du coût et du planning et permettra la prise de décision pour la poursuite du projet ; cette phase débute par une phase préparatoire destinée à prendre en compte la nouvelle durée de l'« AVP2 » qui a été prolongée jusqu'à fin 2015, à faire une analyse technico-économique des options retenues et des spécifications du cahier des charges fonctionnel, et à finaliser quelques choix d'options.

L'avant-projet détaillé pourrait débuter en 2016, suivi par les études d'exécution, les procédures d'autorisation et la réalisation.

Pierre LE Coz,

Département d'étude des réacteurs, chef du projet ASTRID

► Bibliographie

« Les réacteurs à neutrons rapides de 4^e génération à caloporteur sodium : le démonstrateur technologique ASTRID ». Tome III du rapport de la Direction de l'Énergie Nucléaire du CEA (décembre 2012) relatif au bilan des recherches conduites dans le cadre de la loi du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et des déchets radioactifs : séparation-transmutation des éléments radioactifs à vie longue et développement de réacteurs nucléaires de nouvelle génération.

L'économie des réacteurs rapides sodium

Un RNR-Na présente plusieurs caractéristiques essentielles, du point de vue de la technico-économie :

- Sa consommation d'uranium naturel est négligeable (il ne consomme qu'un peu d'uranium appauvri déjà disponible), alors que celle d'un REL est de l'ordre de 170 t par GWe et par an. Compte tenu de l'augmentation du coût de l'uranium lié à la raréfaction de cette ressource, le RNR-Na peut produire, à terme, un kWh moins cher que celui des REL ;
- sa construction est plus coûteuse que celle d'un REL de même puissance. De plus, il y aura pour les premiers RNR industriels des surcoûts liés à leur caractère prototype. De ce fait, son coût de production d'électricité n'est pas compétitif aujourd'hui, par rapport à celui d'un REL, à cause d'un sur investissement initial et du faible coût actuel de l'uranium naturel ;
- pour démarrer, il a besoin d'une quantité de plutonium importante²⁶ : environ 16 t/GWe (dont la moitié pour le premier cœur et le reste pour le cycle), ce qui suppose de disposer de combustibles REL usés en quantité à peu près égale à soixante ans de fonctionnement d'un REL de 1 GWe et de capacités suffisantes de traitement et de fabrication de combustibles RNR ;
- il permet un bouclage harmonieux avec les REL de l'ensemble du cycle du combustible, jusqu'au stockage du déchet final ;
- il est à noter que la part du coût du cycle du combustible RNR dans le coût final du kWh est d'environ 6 %. Celle-ci est donc encore plus faible que pour un REL.

Le coût d'investissement d'un RNR-Na par rapport à celui d'un REL

De par sa conception, un RNR-Na présente des caractéristiques qui conduisent à un surcoût d'investissement initial. Parmi les causes de ce surcoût, on peut citer :

- Le sodium, excellent caloporteur et réfrigérant, est, par contre, un métal très réactif avec l'oxygène ; on prend donc de grandes précautions pour l'isoler de l'air et de l'eau grâce à une atmosphère inerte et à des doubles circuits. C'est ainsi qu'un circuit intermédiaire coûteux est introduit pour éviter toute possibilité d'interaction avec le sodium du circuit primaire. De nombreuses dispositions de sûreté supplémentaires doivent être prévues ;
- la puissance résiduelle des assemblages étant relativement élevée, il est nécessaire de disposer de stockage interne permettant aux assemblages usés de se refroidir avant de pouvoir être sortis et lavés ;
- la manutention des assemblages et de tous les composants à introduire dans le cœur, doit se faire en aveugle par des dispositifs complexes, voire un barillet en sodium, qui entraînent un surcoût important.

De nombreuses incertitudes apparaissent, lorsque l'on cherche à évaluer ce surcoût d'investissement qui est souvent traité de manière paramétrique dans une plage qui va actuellement de 1,2 à 1,5. Les incertitudes principales sont liées à la définition du concept RNR-Na qui n'est pas figé, à la difficulté d'évaluer le coût d'un EPR de série à partir des informations actuelles qui concernent des têtes de série, et à l'évolution de ce surcoût dans le temps : la structure des coûts RNR-Na n'étant pas identique à celle d'un REL (parts de la main d'œuvre, des matériaux acier et béton...), il est nécessaire d'utiliser des déflateurs pour évaluer ce surcoût à des dates éloignées. Lors des études sur EFR (*European Fast Reactor*) ce surcoût avait été estimé à 25 %.

Actuellement, l'accroissement des contraintes de sûreté, dans le cadre des analyses qui ont suivi Fukushima, conduit plutôt à une complexification de la conception et à une augmentation des coûts. Par contre, on notera que les Russes, dans leur concept BN 1200 affichent une volonté forte d'atteindre des coûts comparables à celui des réacteurs à eau VVER. Cela se fait au prix de choix techniques drastiques, comme la suppression du barillet. Sur ce point, les Indiens ont également supprimé le barillet sodium sur le réacteur PFBR en construction, pour diminuer notablement les coûts d'investissement. En conclusion, on prendra pour le reste des études présentées un surcoût de 30 % de l'investissement pour un RNR, par rapport à un réacteur à eau classique, tout en notant les très fortes incertitudes sur cette valeur.

26. Même s'il est techniquement possible de démarrer un RNR-Na avec de l'uranium enrichi, cette solution, trop coûteuse économiquement ne pourrait s'envisager qu'avec un coût du Pu supérieur à €50/g.

Les ressources en uranium naturel

L'uranium est très présent sous forme diluée tant dans l'eau de mer, les eaux de rivière, que dans la terre. Dans le sol, les teneurs sont d'environ 3 g/tonne. Un jardin de 20 m sur 20 m, sur 10 m de profondeur, contient ainsi environ 24 kg d'uranium naturel. Le Rhône charrie, chaque année, environ 29 tonnes d'uranium, et la mer en contient 3 mg/m³ soit environ 4,5 milliards de tonnes.

Le problème est de trouver des gisements suffisamment concentrés pour être exploitables à un coût raisonnable. Des mines ont été ouvertes en France, dans les années 60, mais les prospections ont rapidement permis des découvertes de mines à très haute teneur en Australie, au Canada, au Niger... ce qui a conduit à leur fermeture. Les prix de l'uranium se sont ensuite effondrés, ce qui a conduit à un arrêt total des prospections.

On connaît donc mal les ressources potentielles d'uranium disponibles, et exploitables à des coûts réalistes, d'autant plus que l'arrêt de la prospection ne permet pas d'avoir une vue globale.

Le document de référence le plus à jour, pour l'estimation des ressources aujourd'hui connues, est le « Livre rouge » ([1] *Uranium 2011 : Resources, Production and Demand*) publié en 2012, conjointement par l'AIEA et l'AEN (voir tableau 22) :

Des incertitudes existent sur ces ressources, car les chiffres du « Livre Rouge » [1] sont basés sur les déclarations des États : un biais dans les chiffres fournis ne peut être exclu. Une majoration des quantités disponibles, à faible coût de production, permet d'intéresser des investisseurs potentiels, alors qu'une minoration permet de tirer les prix du marché à la hausse...

Par conséquent, on peut retenir qu'au moins 7 MtU sont disponibles à des coûts inférieurs à 260 \$ par kilo. Par contre, les quantités ultérieures disponibles sont très mal connues. On voit que le livre rouge estime qu'environ 10 MtU supplémentaires pourraient être découvertes dans ces gammes de prix d'extraction. Mais l'incertitude est très grande...

Au-delà des ressources classiques, on trouve aussi des ressources non conventionnelles comme dans les phosphates ou l'eau de mer. Les estimations sur les quantités d'uranium issues des phosphates ont été révisées à la baisse en 2012 : de 22 Mt, on devrait passer à un chiffre compris entre 4 et 7 Mt. De plus, pour rester abordable, l'uranium ne peut-être qu'un sous-produit de la production de phosphates, ce qui limitera à quelques milliers de t/an sa production à partir des phosphates. De même, sauf rupture technologique très forte, l'uranium contenu dans l'eau de mer, en quantité quasi illimitée, ne pourra être extrait qu'à des coûts très élevés.

Le cas du thorium

Les ressources mondiales en thorium étant trois fois supérieures à celles de l'uranium, il est tentant d'envisager un cycle du combustible basé sur cet élément. Cependant, le thorium 232 (seul isotope naturel) n'étant pas fissile mais fertile, ce sont les réacteurs rapides qui sont susceptibles d'exploiter au mieux cette ressource. C'est le choix fait par l'Inde pour le long terme, avec la construction du réacteur PFBR qui pourra accepter des couvertures au thorium.

Prospective de consommation d'uranium dans le monde et durabilité correspondante.

Le parc mondial actuel, très majoritairement constitué de REL, consomme aujourd'hui environ 68 000 t d'uranium naturel par an.

L'évolution de cette demande, liée à celle du parc nucléaire mondial, est une grande inconnue.

Si on la suppose constante, une simple règle de trois donne avec nos 7 MtU, plus de 100 années de disponibilité.

Il faut cependant noter également la difficulté, pour un investisseur, de se lancer dans la construction de réacteurs dont la durée d'exploitation annoncée est soixante ans, si on manque de visibilité sur l'approvisionnement en uranium sur cette période à venir.

Il existe des scénarios de prospective nucléaire établis par des organismes tels que le Conseil Mondial de l'Énergie (ou WEC *World Energy Council*), l'Agence Internationale de l'Énergie (AIE) qui publie chaque année le *World Energy Outlook* (WEO). Ces scénarios, très nombreux à l'horizon 2035-2050, sont plus rares à l'horizon 2100. Dans leur grande majorité, ils prédisent une forte augmentation du parc électronucléaire mondial.

Tableau 22.

Ressources mondiales conventionnelles en uranium (MtU) [1]				
Ressources conventionnelles ou classiques (MtU)				
	Ressources identifiées		Ressources non découvertes	
	Raisonnablement assurées	Présumées	Pronostiquées	Spéculatives
\$/kg U				
< 40	0,5	0,2	1,6	
40-80	1,5	0,9		
80-130	1,4	0,8	1,1	
130-260	0,9	0,8	0,1	
Sous Total	4,4	2,7	2,8	7,6
TOTAL	7,1		10,4	

Tableau 23.

Parc REL uniquement: Impact de la limite en U				
Limite sur l'Unat	Année à laquelle la production n'égale plus la demande	Année de fin forcée de production du nucléaire	Nombre de réacteurs EPR maximum	Pourcentage de la demande assurée en 2100
6 Mt	2031	2090	348	0 %
20 Mt	2063	2122	1 398	27 %
38 Mt	2092	Après 2150	2 494	79 %
90 Mt	2149	Après 2150	4 647	100 %

Sans surprise, il apparaît qu'un nucléaire fondé sur les réacteurs à eau n'est pas durable. Dans l'hypothèse, sans doute un peu optimiste, de 38 Mt d'uranium naturel exploitable (ce qui correspond à la totalité des ressources identifiées et non découvertes), ainsi qu'à une quantité de 22 Mt d'uranium des phosphates (dont on vient de voir qu'elle était probablement surévaluée), le parc nucléaire mondial en augmentation ne serait plus capable de répondre à la demande, à l'horizon 2100, et sa production continuerait à décroître ensuite. En considérant une hypothèse d'école extrêmement optimiste de 90 Mt sur les ressources, on ne gagne qu'un délai de cinquante ans (voir tableau 23).

On notera cependant qu'il reste possible d'optimiser la consommation d'uranium naturel dans les réacteurs à eau, ce qui peut encore repousser légèrement cette date.

Par contre, il sera nécessaire d'anticiper ce virage, car il est impossible pour un parc RNR de prendre le relais en quelques années, et la durée d'exploitation des REL de troisième génération est de soixante ans. Pour prolonger le nucléaire au-delà de cette durée, il faudra donc introduire progressivement dans le parc quelques réacteurs rapides permettant d'anticiper les problèmes progressifs d'approvisionnement.

La balance de compétitivité entre les réacteurs à eau et les réacteurs rapides sodium dépend du coût de l'uranium naturel et du surcoût à l'investissement des rapides. Dans l'hypothèse simpliste d'un prix de l'uranium naturel constant sur toute la durée d'exploitation d'un parc de réacteurs et d'un taux d'actualisation nul, les RNR-Na compensent un handicap de surcoût à l'investissement de 30 % pour un coût de l'uranium supérieur à 200 €/kg (fig. 204) [2].

Des calculs plus récents tenant compte de l'augmentation du coût du KW installé des REL et d'un taux d'actualisation non nul amènent ce chiffre autour de 700 €/kg (coût de l' U_{nat} actualisé sur la durée de vie du réacteur).

La date du basculement de compétitivité REL-RNR reste très incertaine, car elle dépend des hypothèses faites sur l'évolution du prix de l'uranium. Ce dernier dépend de l'évaluation des ressources et du déploiement du parc nucléaire mondial.

Évolution du prix de l'uranium naturel à long terme et date de compétitivité des RNR

Le marché de l'uranium est un marché mondial. Aujourd'hui, il existe un marché spot de l'uranium qui représente moins de 10 % des échanges, le reste se faisant *via* des contrats à long terme.

À partir de différentes hypothèses de courbes d'offre et d'évolution du parc mondial, il est possible d'effectuer des calculs de scénarios mondiaux qui donnent l'évolution du coût de l'uranium dans ces conditions. Les résultats pour quatre de ces scénarios sont donnés dans la figure 205.

La courbe α correspond à l'utilisation de ressources limitées et à un scénario de développement dynamique du parc nucléaire mondial. C'est avec ce couple d'hypothèses que l'on a la montée la plus rapide du coût de l'uranium et la date la plus rapprochée pour l'introduction des RNR.

À l'inverse, la courbe δ correspond aux ressources les plus importantes et au scénario de développement le plus lent du parc mondial. (hors scénarios d'arrêt du nucléaire).

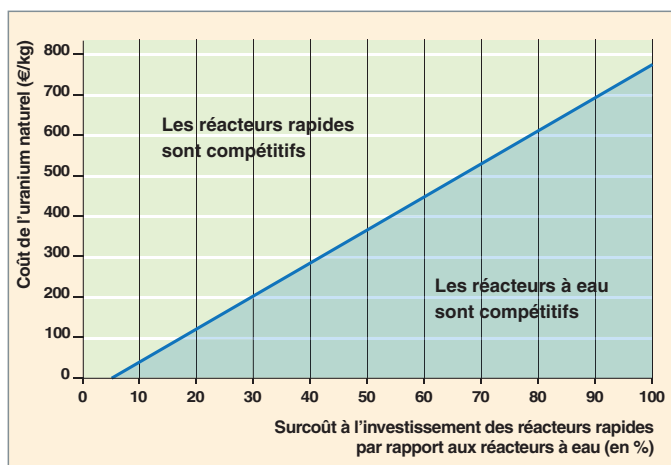


Fig. 204. La balance de compétitivité entre les réacteurs à eau et les réacteurs rapides sodium [2].

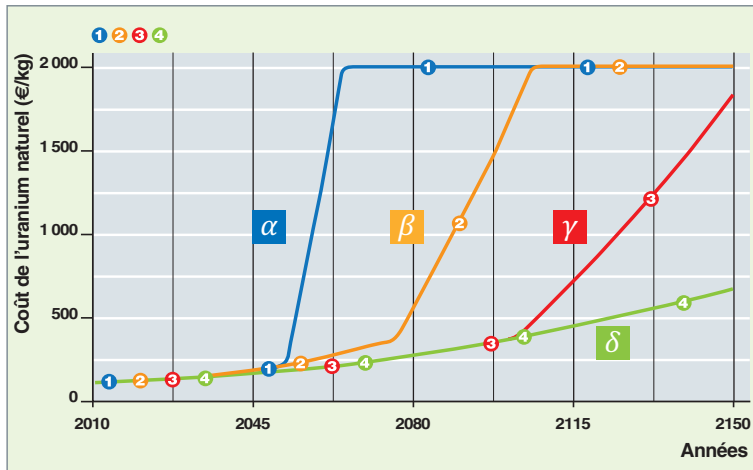


Fig. 205. Profils d'évolution du coût mondial de l'uranium naturel.

Les deux autres profils β et γ correspondent à une courbe d'offres intermédiaire en « *best estimate* », mais se rapportent respectivement aux scénarios de développement fort ou faible du parc nucléaire mondial.

Sur la base de ces coûts et en supposant un surcoût de 30 % des RNR, on arrive à une compétitivité vers la fin du siècle. Les inconnues sur ce type de calcul théorique sont, bien sûr, très importantes, mais elles montrent une tendance globale.

La part du coût du plutonium sur la compétitivité des RNR

En France, la fourniture du plutonium est assurée par le traitement des combustibles usés REL. Dans ces conditions, il est logique de considérer que le coût du plutonium est nul.

Dans des pays comme les États-Unis qui n'ont pas choisi le traitement des combustibles REL usés, la situation est différente : la décision de construire des RNR sera précédée de celle de construire des usines de traitement dont le coût ne pourra pas être imputé aux REL, mais aux RNR. Une façon simple serait de financer la construction de l'usine de traitement et son exploitation au travers d'un coût du Pu produit qui serait « payé » par les RNR, renchérissant le coût du kWh produit par les RNR et retardant leur compétitivité économique.

Étant donné les problèmes de non-prolifération, il sera peut être possible, mais difficile, de mettre en place un « marché » du Pu, via un marché du MOX, permettant d'avoir des politiques autres que nationales sur la gestion de ces stocks.

L'utilisation des RNR pour mieux boucler le cycle du combustible MOX

Actuellement, le plutonium produit en France par traitement du combustible usé est réutilisé sous forme de MOX dans les REL. Puis ces MOX, après utilisation en réacteur, vont s'accumuler en retour à la Hague. Leur traitement présente alors peu d'intérêt, car la composition isotopique du Pu ainsi obtenu rendrait difficile son utilisation dans un REL.

L'existence d'un parc réduit de réacteurs rapides pourrait permettre de rectifier la composition isotopique de ce Pu, et rendrait possible sa réutilisation ultérieure en REL.

Les gains économiques seraient au niveau de l'entreposage des MOX usagés et du gain de combustible disponible pour les REL.

Gestion des déchets : le coût de la transmutation dans un RNR / le gain sur le stockage final

Dans le cadre de la loi du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs, une évaluation économique de la transmutation dans des réacteurs de 4^e génération (RNR-Na) a été menée pour différents scénarios de transmutation des actinides mineurs (neptunium, américium et curium) : en homogène (ils sont intégrés dans le combustible MOX) ou en hétérogène (ils sont introduits dans des couvertures sur un support UO₂) ; suivant les scénarios, tous les actinides mineurs ou seulement certains d'entre eux sont transmutés. Ceux que l'on choisit de ne pas transmuter finissent comme déchets intégrés dans les verres.

Il est apparu que réaliser la transmutation dans des RNR-Na n'entraînait qu'un surcoût limité sur le coût de production du kWh, compris entre 4 et 9 % par rapport au fonctionnement d'un RNR n'assurant pas de service de transmutation.

Par contre, la transmutation des actinides diminue la puissance résiduelle des déchets ultimes. Cela permet, pour des raisons d'évacuation de puissance et de thermique des galeries, d'augmenter d'un facteur 5 à 10 la place disponible dans le stockage des déchets ultimes HAVL. Cela représente un gain financier potentiel sur ce poste.

Les autres critères de développement des RNR

Si l'atteinte de la compétitivité, grâce au cycle, marquera une étape très importante pour le développement des RNR, il est clair que les motivations des premiers acquéreurs de réacteurs RNR seront plus politiques qu'économiques. Sans préjuger de leur ordre, qui pourra varier d'un pays à l'autre, les critères qui soutiendront ce premier marché seront :

- L'indépendance énergétique du pays et la sécurité énergétique de l'approvisionnement ;
- une assurance vis-à-vis des tensions sur le marché de l'uranium naturel ;
- un positionnement pour le futur dans une industrie de haute technologie ;
- des considérations liées à la non-prolifération ;
- la gestion du plutonium, et la fermeture du cycle du combustible ;
- la gestion des déchets, (transmutation des actinides mineurs) ;
- l'amélioration de la sûreté.

Ainsi, ces différents critères peuvent conduire certains États à des décisions politiques de construction de RNR-Na, avec mise en place de financements gouvernementaux appropriés permettant de contrebalancer le surcoût des RNR, avant que l'augmentation du prix de l'uranium naturel n'amène les électriciens en concurrence sur le marché à faire ce choix sur la base des seuls critères économiques.

Les pays qui apparaissent les plus à même de financer le démarrage d'un programme « pré-commercial » RNR, et donc de créer et de développer un marché pour ces réacteurs sont la Chine, la Russie et l'Inde : ces pays possèdent une industrie nucléaire solide, une expérience plus ou moins importante dans le domaine des RNR, et surtout une volonté politique forte, à même de permettre la construction de RNR avant que leur coût du kWh ne soit compétitif.

Parmi les autres pays, seuls quelques-uns pourront entreprendre la construction de RNR avant leur compétitivité économique, mais à plus petite échelle, leur objectif principal étant de garder ouverte cette technologie et de participer à la définition de ses standards.

La France prévoit de construire un premier RNR industriel vers 2040, qui pourrait être suivi de quelques unités pour assurer la mise en place d'un tissu industriel avant la compétitivité économique.

Les réacteurs rapides, voie d'avenir pour rendre le nucléaire durable

Pour maintenir et accroître une production électronucléaire mondiale durable, le recours à des RNR est nécessaire avant la fin du siècle. Au niveau mondial, le besoin se portera sur des RNR surgénérateurs. La raréfaction des ressources en uranium naturel devrait rendre progressivement cette filière compétitive, malgré le surcoût d'investissement lié à la conception du réacteur.

Il est très important de noter que le déploiement des RNR dans le monde ne sera possible qu'après qu'un marché du traitement-recyclage s'y soit développé.

De grandes incertitudes existent sur la connaissance des ressources exploitables d'uranium naturel et du développement du parc mondial REL. Ces deux paramètres doivent être suivis avec précision. Le développement de la technologie des RNR est la meilleure assurance contre les risques induits par cette incertitude.

La situation de la France est différente de la situation mondiale, car elle dispose d'un potentiel important de combustibles REL usés et de quantités de Pu déjà disponibles importantes, grâce à ses usines de retraitement. La France reste cependant tributaire de ce qui se passera au niveau mondial, notamment au travers du coût de l'uranium naturel.

Gilles MATHONNIÈRE,

Institut de technico-économie des systèmes énergétiques

► Références

[1] Livre rouge « Uranium 2011 : Resources, Production and Demand », publié en 2012 conjointement par l'AIEA et l'AEN.

[2] H. SAFA, B. BONIN, ICAPP 2007, Nice, mai 13-18, 2007.

Conclusion

Des premiers réacteurs à neutrons rapides à ceux d'aujourd'hui

Les réacteurs à neutrons rapides ont été les premiers réacteurs construits dans les années 50. L'enjeu, à cette époque, était l'exploitation des neutrons rapides pour leur excellente capacité à convertir l'U 238 en plutonium de qualité militaire, pour les programmes de défense. Il a conduit à une première génération de tels réacteurs avec les caloporteurs les plus faciles à mettre en œuvre dans le contexte de l'époque (mercure, NaK). Il a également conduit à mettre au point le premier procédé de retraitement des combustibles passés en réacteur pour en extraire le plutonium.

La capacité de surgénération par les neutrons rapides, c'est-à-dire de production de plutonium excédentaire permettant le déploiement d'une filière de réacteurs de ce type, essentiellement utilisateurs d'U 238, a rapidement conduit à voir dans cette filière la technologie qui permettrait d'inscrire l'énergie nucléaire dans une perspective pluriséculaire en s'affranchissant des ressources en U 235 qui ne représente que 0,7 % de l'uranium naturel. Cette perspective a conduit, dans la plupart des pays misant sur l'énergie nucléaire, à de premiers réacteurs expérimentaux dans les années 60, puis à de premiers prototypes dans les années 70, ainsi qu'à de premières démonstrations préindustrielles de retraitement et recyclage du combustible nucléaire.

En retour, ces potentialités des neutrons rapides en ont fait une technologie politiquement sensible dont le développement industriel a été abandonné aux États-Unis au début des années 80 par crainte que le recyclage multiple du combustible n'induisse des risques de prolifération²⁷, et à la fin de la décennie 90 en Europe avec l'abandon de SUPERPHÉNIX²⁸ dans le cadre de la vague anti-nucléaire déclenchée par l'accident de Tchernobyl.

Pour autant, le développement de ce type de réacteur se poursuit aujourd'hui activement en Russie et en Inde, avec le démarrage prévu en 2014 de réacteurs de taille commerciale, ainsi qu'en Chine qui a démarré son premier réacteur expérimental en 2010 et qui affiche pour la suite un plan de développement très ambitieux. Il se poursuit également au Japon avec le réacteur MONJU.

27. Abandon, en 1983, du prototype de Clinch River à la suite du *Non Proliferation Act*, en 1978.

28. Décision politique d'abandon de SUPERPHÉNIX, le 2 février 1998.

Le choix du caloporteur : du mercure au NaK, puis au sodium

Les considérations de propriétés neutroniques (ralentissement minimum des neutrons), de température de fonctionnement, de stabilité physico-chimique, de disponibilité et de coût, ont d'abord conduit à utiliser le mercure et l'eutectique sodium/potassium (NaK) qui sont liquides à température ambiante. Dès le début des années 60, le choix du caloporteur des réacteurs expérimentaux, puis des prototypes, s'est recentré sur le sodium, retenu comme caloporteur de la filière industrielle. Les principales raisons en sont les excellentes propriétés physiques du sodium pour le transfert et le transport de la chaleur, son caractère peu corrosif pour les aciers, sa faible activation sous flux neutronique, son abondance et son faible coût... ainsi que les progrès réalisés pour le mettre en œuvre, malgré une température de fusion de 97,7 °C et une forte réactivité chimique avec l'air, l'eau et le combustible nucléaire oxyde. En particulier, l'excellente capacité de refroidissement du sodium en fonctionnement normal et en situation accidentelle est un fort atout de ce type de réacteur, car elle permet, en particulier, d'évacuer la puissance résiduelle, y compris en circulation naturelle, par des systèmes diversifiés et redondants agissant au niveau du circuit primaire, du circuit intermédiaire, du générateur de vapeur et de la cuve de sécurité.

Fermer le cycle du combustible

Le recyclage multiple du combustible est indissociable des réacteurs à neutrons rapides. Avec un taux de combustion limité actuellement à 10-15 %, la consommation de tout l'uranium s'opère en une dizaine de recyclages du combustible usé. Compte tenu de l'incidence du choix du combustible sur les caractéristiques du réacteur et les technologies du recyclage, les réacteurs à neutrons rapides et le cycle du combustible associé doivent s'appréhender comme un tout : un système nucléaire.

Les réacteurs à eau et les réacteurs à neutrons rapides sont liés par le cycle du combustible et apparaissent comme deux composantes d'un ensemble symbiotique :

- Le plutonium nécessaire au démarrage des réacteurs à neutrons rapides provient du traitement des combustibles usés des réacteurs à eau ;
- les réacteurs à neutrons rapides peuvent valoriser à plus de 90 % les stocks d'uranium 238 engendrés par l'exploitation

du parc électronucléaire actuel : uranium appauvri sous-produit des usines d'enrichissement et uranium résiduel des combustibles usés (96 %) ;

- les réacteurs à neutrons rapides qui peuvent fonctionner en mode brûleur ou surgénérateur de plutonium peuvent remplir deux fonctions synergiques avec les réacteurs à eau et passer de façon flexible de l'une à l'autre : brûler le plutonium produit par le combustible uranium des réacteurs à eau pour l'éliminer des déchets ultimes destinés au stockage géologique, ou produire un excédent de plutonium permettant de démarrer d'autres réacteurs à neutrons rapides, voire d'alimenter des réacteurs à eau en combustible MOX.

L'introduction de réacteurs à neutrons rapides dans un parc de réacteurs à eau facilite la gestion des matières nucléaires, en particulier en permettant de recycler le plutonium de tous les combustibles usés (MOX, en particulier) et donc de l'éliminer des déchets destinés au stockage géologique, ce qui en réduit fortement la nocivité potentielle et la chaleur résiduelle à long terme. Elle permet, en même temps, d'amortir les effets d'un fort renchérissement de l'uranium qui n'affecte que les réacteurs à eau à combustible UO_2 et qui peut être réduit par le passage des réacteurs à neutrons rapides en mode surgénérateur et la conversion d'une partie du parc REP au combustible MOX, voire peut-être à terme par le passage à un parc entièrement constitué de réacteur à neutrons rapides (régénérateurs). Cette flexibilité d'utilisation du plutonium permet d'envisager un déploiement progressif de réacteurs à neutrons rapides dans le parc français avec un bénéfice à court terme sur la nature des déchets à haute activité et vie longue à stocker, et l'assurance, à plus long terme, d'un moindre impact du prix de l'uranium sur le coût de l'électricité nucléaire.

Les réacteurs rapides offrent aussi la possibilité de brûler les actinides mineurs responsables actuellement de l'essentiel de la radiotoxicité et de la chaleur résiduelle des déchets radio-

actifs vitrifiés, ce qui ouvre la possibilité d'optimiser radicalement les déchets destinés au stockage géologique sous ces deux aspects par séparation et recyclage/transmutation de ces actinides mineurs. Les recherches en cours visent à démontrer la faisabilité et l'efficacité de ces opérations de séparation et transmutation. Cependant leur mise en œuvre industrielle dépendra des surcoûts induits par le besoin de combustibles et d'installations du cycle spécifiques, et de l'appréciation des bénéfices associés en terme d'économie sur les capacités de stockage nécessaires, et de meilleure acceptation de l'énergie nucléaire.

Même si d'autres voies, telles que la pyrométallurgie, sont explorées, notamment aux États-Unis, le retraitement des combustibles des réacteurs à neutrons rapides peut s'effectuer par des procédés hydro-métallurgiques similaires à ceux qui sont déjà mis en œuvre en France pour le retraitement du combustible des réacteurs à eau. Une démonstration en a été faite dans les décennies 1970 et 1980 sur plusieurs tonnes de combustible du réacteur PHÉNIX. Le recyclage du plutonium des réacteurs rapides n'appelle pas de mutation fondamentale des procédés de séparation mais nécessite des ateliers spécifiques en amont (pour la découpe et la dissolution de l'assemblage) et en aval (pour le conditionnement des déchets spécifiques, et la re-fabrication du combustible recyclé). Divers procédés de séparation des actinides mineurs ont, par ailleurs, été développés au stade du laboratoire et peuvent s'appliquer aussi bien à la séparation poussée de certains actinides pour leur transmutation sélective (Am, Cm, Np), ou à la séparation groupée (Am-Cm, Np-Am-Cm, Pu-Np-Am-Cm) pour réduire à la fois la puissance résiduelle (Am) et la radiotoxicité potentielle (Cm qui décroît en Pu), et/ou pour minimiser les risques de prolifération en accroissant les mesures de radioprotection nécessaires pour accéder au plutonium, s'il est cogéré avec des actinides mineurs émetteurs de photons γ et de neutrons.

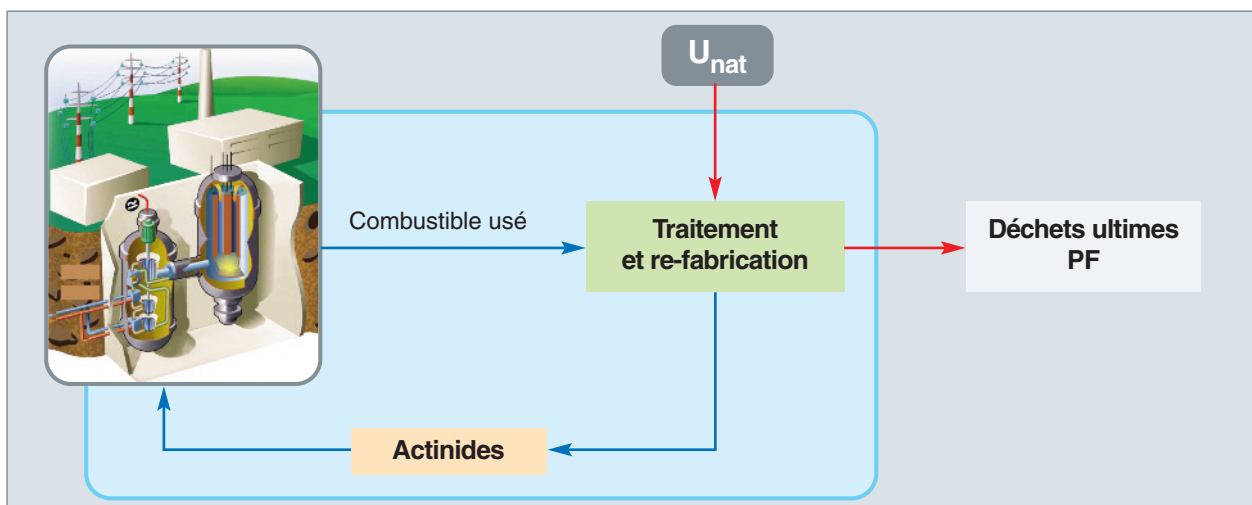


Fig. 206. Le cycle du combustible des réacteurs rapides.

Atouts et contraintes spécifiques du sodium comme caloporteur

La maîtrise progressive de la technologie du sodium comme caloporteur a permis de concevoir des réacteurs avec une forte densité de puissance (~250 MW/m³) recherchée à la fois pour la compétitivité économique du réacteur et sa dynamique de déploiement souvent caractérisée par le « temps de doublement » : le temps nécessaire pour produire la charge en plutonium permettant de démarrer un second réacteur de même puissance. À cet égard, la forte densité de puissance procure le double avantage d'une moindre charge en plutonium pour un niveau de puissance donné, et celui d'une conversion rapide de l'U 238 en plutonium qui réduit la durée nécessaire pour constituer la charge en plutonium d'un second réacteur.

Parallèlement, l'utilisation du sodium a induit certaines sujétions fortes sur la conception et l'exploitation des réacteurs, largement dominées par le besoin de confinement pour limiter au minimum les risques de réactions avec l'air et avec l'eau susceptibles de libérer de grandes quantités d'énergie, si elles mettent en jeu des quantités de sodium importantes. Il en est en particulier résulté :

- Le besoin de détection de fuite et de dispositions de gestion rapide et efficace de feux de sodium dans tous les locaux abritant des circuits de sodium (et, en particulier, dans l'enceinte de confinement du réacteur) ;
- le besoin de détection rapide de réaction sodium-eau dans les générateurs de vapeur, et de vidange rapide de la section affectée ;
- le développement de techniques d'instrumentation et de réparation spécifiques adaptées à l'opacité du sodium, à la contrainte d'une température d'au moins 150 °C pour le maintenir liquide, à l'impossibilité d'accéder directement aux structures sous sodium en ouvrant les circuits ;
- la nécessité d'une étape de lavage des résidus de sodium sur les assemblages de combustible extraits du cœur, avant de les entreposer en piscine.

Aux contraintes liées à la réactivité du sodium avec l'air et avec l'eau, s'en ajoutent quelques autres, qui sont illustrées sur la figure 207, parmi lesquelles :

- Le besoin d'un circuit intermédiaire en sodium pour éviter le risque de réaction sodium-eau avec le sodium du circuit pri-

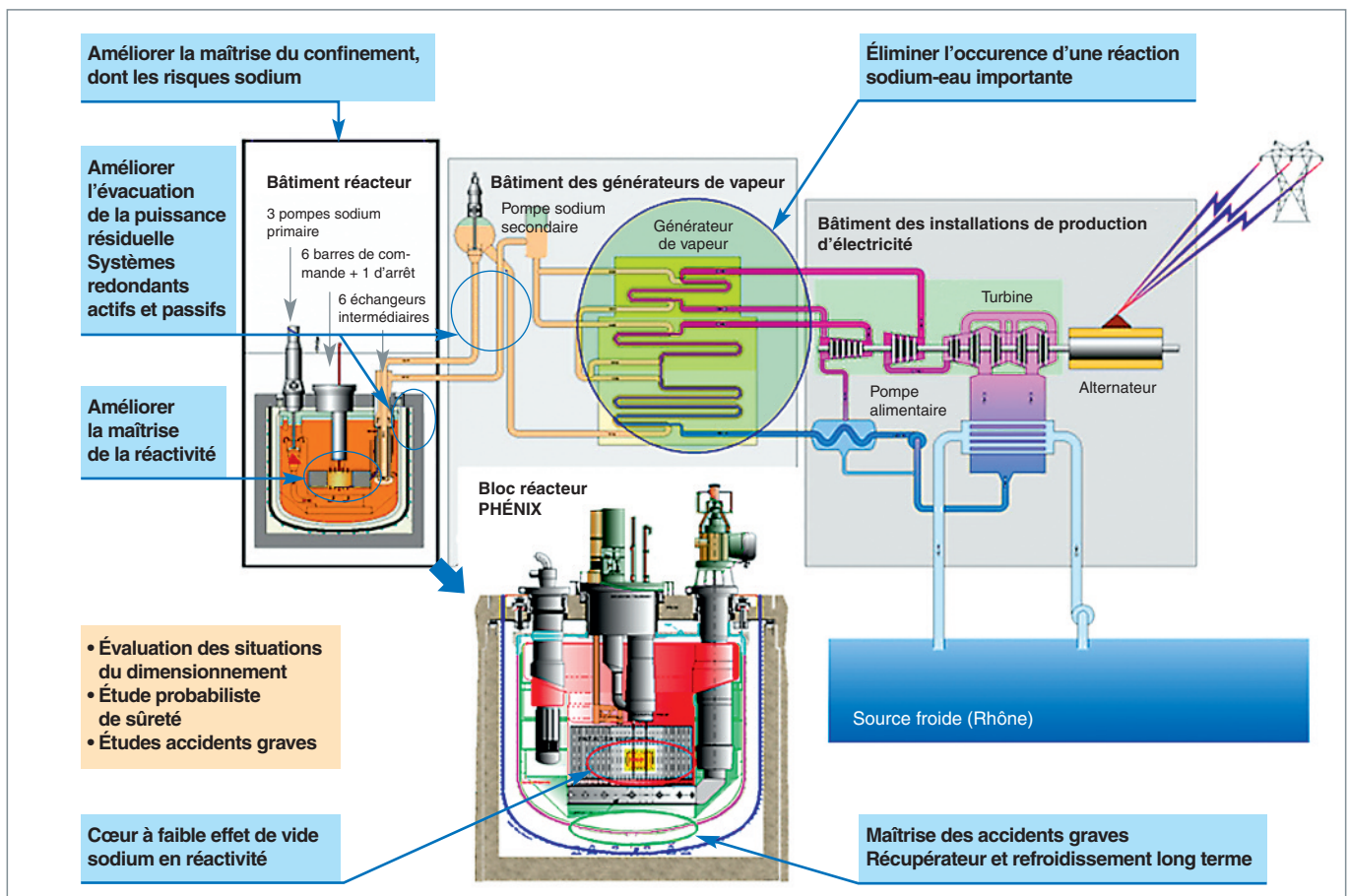


Fig. 207. Atouts et contraintes résultant de l'utilisation du sodium comme caloporteur pour les réacteurs à neutrons rapides.

maire rendu radioactif sous flux neutronique par la production de Na 22 (T~2,6 ans) et Na 24 (T~15 h), ainsi que par l'activation de produits de corrosion. La façon de concevoir ce circuit intermédiaire a conduit à deux architectures-types des réacteurs rapides au sodium :

- **Les réacteurs intégrés** pour lesquels les échangeurs intermédiaires sont contenus dans la cuve du circuit primaire, ce qui conduit à une architecture compacte qui facilite le confinement et la surveillance des fuites mais complique la maintenance et la réparation dans un bloc réacteur abritant de nombreux composants. C'est l'architecture retenue en Europe, en Russie et en Inde.

- **Les réacteurs à boucles** pour lesquels les échangeurs intermédiaires sont à l'extérieur du bloc réacteur et qui présentent les avantages et les sujétions inverses des précédents : relative facilité d'accès aux composants du circuit intermédiaire pour la maintenance et les réparations, mais exposition plus grande aux fuites de sodium, en particulier à l'accident de perte de réfrigérant primaire, et besoin d'une surveillance accrue en conséquence.

- Le besoin d'une détection rapide des ruptures de gaine avec le combustible oxyde (MOX) pour limiter au minimum l'endommagement de l'aiguille combustible par la réaction avec le sodium et la diffusion de radionucléides dans le circuit primaire. Il s'ensuit l'impossibilité d'exploiter le réacteur avec un combustible endommagé et le besoin d'extraire tout assemblage affecté par une rupture de gaine.
- L'exigence d'une maîtrise des accidents de toute nature (refroidissement, réactivité...) qui évite, en particulier, de porter le sodium à ébullition dans le cœur, ce qui risquerait de provoquer l'emballement du réacteur si les barres ne pouvaient pas chuter. Cette exigence de ne pas dépasser la température d'ébullition (883 °C), en cas d'accident est contraignante pour des réacteurs fonctionnant en temps normal avec une température de 550 °C en sortie du cœur.

L'ensemble des réacteurs construits à ce jour sont parvenus à maîtriser ces contraintes au niveau requis par les autorités de sûreté nationales qui les ont certifiés, au prix d'une certaine complexité et d'un surcoût notable, par rapport aux réacteurs à eau de même puissance (+ 50 % avec un objectif de réduction à 20 %).

Dans le cadre d'une coopération en Europe associant l'Allemagne, le Royaume Uni et l'Italie, la France a acquis sur la conception, la technologie et l'exploitation des réacteurs à neutrons rapides à sodium une expérience de premier ordre avec les réacteurs RAPSODIE (20 MWth, 1967-1983), PHÉNIX (250 MWe, 1973-2009), et SUPERPHÉNIX (1 200 MWe, 1986-1998). Elle a aussi acquis un savoir-faire unique avec les campagnes successives de traitement des combustibles usés de RAPSODIE et PHÉNIX dans l'Atelier

AT1 de La Hague (1969-1978), l'usine UP2-400 de La Hague et l'atelier pilote de Marcoule (1973-1983, puis 1988-1997). Cette expérience, rassemblée dans un corpus de 5300 documents, a été structurée par grands domaines techniques. Elle est préservée dans une base de données spécifique (MADONA) créée en 1995.

Aujourd'hui, l'expérience cumulée d'exploitation de réacteurs rapides au sodium dans le monde atteint ~400 réacteurs x ans.

Perspectives d'avenir pour les RNR sodium en France : projets à moyen terme et recherche à plus long terme

Dans un contexte où l'Inde et la Russie devraient démarrer en 2014 des réacteurs rapides au sodium de 500 MWe et 800 MWe (PFBR et BN 800) porteurs des meilleures technologies disponibles aujourd'hui, la France a entrepris, depuis 2006, l'étude et le développement d'un démonstrateur pour une nouvelle génération de réacteurs de ce type (ASTRID) visant des progrès notables en sûreté et compétitivité économique. Cette initiative s'inscrit dans le cadre de la loi de programme du 28 juin 2006 relative à la « gestion durable des matières nucléaires et déchets radioactifs » qui stipule de poursuivre les études et recherches sur la séparation et la transmutation, en relation avec celles menées pour les nouvelles générations de réacteurs afin d'évaluer les perspectives industrielles de ces filières et de mettre en exploitation un prototype d'installation.

En plus des démonstrations demandées sur la séparation et la transmutation, les objectifs de progrès visés pour ce prototype d'installation sont principalement de :

- Minimiser les risques d'accidents graves susceptibles de conduire à d'importants dégagements d'énergie, qu'ils soient d'origine nucléaire (accidents de refroidissement ou de réactivité susceptibles d'endommager le cœur pour lesquels il faut prévenir les risques de recriticité) ou d'origine chimique (réactions sodium-eau ou sodium-air-eau généralisées dont il faut garantir le confinement) ;
- élargir aux agressions externes l'éventail des situations accidentelles considérées dans le référentiel de sûreté ;
- éviter tout rejet radioactif significatif ayant un impact durable en dehors du site d'exploitation ;
- améliorer la compétitivité économique de ce type de réacteur en termes d'investissement et de disponibilité par un effort de simplification des systèmes, de l'exploitation, de l'inspection en service, de la maintenance et des opérations de réparation.

S'y ajoute la recherche de flexibilité dans le cycle du combustible permettant de fonctionner en mode brûleur ou régénérateur de plutonium, voire surgénérateur, et potentiellement de transmuter les actinides mineurs (américium, en premier lieu) pour réduire la chaleur résiduelle et potentiellement l'inventaire radiotoxique, à long terme, des déchets radioactifs à haute activité destinés au stockage géologique.

Le démonstrateur ASTRID, dont les études et la R&D sont menées en commun par le CEA, AREVA et EDF, avec des contributions d'autres acteurs nationaux, européens et plus largement internationaux, vise à démontrer la possibilité, pour cette filière, d'atteindre ces nouveaux objectifs.

Par ailleurs, les acteurs français se mobilisent pour faire partager cette vision d'un réacteur rapide à sodium de 4^e génération à leurs partenaires du Forum International *Generation IV*, notamment à travers l'écriture d'un recueil d'objectifs et de critères communs en matière de conception et de sûreté (*Safety Design Criteria*).

Les déploiement des RNR sodium : défis et perspectives

Les réacteurs à neutrons rapides avec recyclage multiple du combustible portent l'image d'un nucléaire durable de par leur capacité à utiliser efficacement l'uranium (en convertissant bien l'U 238 en plutonium) et à minimiser la production de déchets radioactifs de haute activité et à vie longue (en permettant de recycler du plutonium inutilisable en REP et optionnellement de transmuter les actinides mineurs).

Avec dix-neuf réacteurs réalisés dans le monde, les réacteurs rapides refroidis au sodium représentent aujourd'hui la meilleure technologie disponible, et la France, avec RAPSO-DIE, PHÉNIX et SUPERPHÉNIX a activement contribué jusqu'à la fin des années 90 à porter au niveau actuel les technologies du réacteur, du combustible et du cycle du combustible. La France a développé une maîtrise industrielle des principales technologies (sodium, combustible, construction...) et a acquis une expérience d'exploitation très importante avec une exposition radiologique du personnel particulièrement favorable. Par ailleurs, elle a démontré sur PHÉNIX la faisabilité du retraitement et du recyclage du combustible.

Dans un contexte où l'Inde et la Russie mettent en service deux réacteurs de ce type, de taille commerciale (PFBR [500 MWe] et BN 800 [800 MWe]), l'enjeu permis par la loi du 28 juin 2006 et porté par le Forum International *Generation IV* est de revenir au meilleur niveau sur la scène internationale avec une démonstration de progrès assez significatifs en sûreté et compétitivité économique pour fonder une nouvelle génération de réacteurs. Avec le projet de démonstrateur ASTRID, le CEA et ses partenaires industriels ont entrepris de mettre au point un réacteur qui minimise, voire exclut par

conception, les accidents susceptibles de conduire à de forts dégagement d'énergie (par re-criticité ou réaction sodium-eau/air généralisée), et dont la fiabilité en exploitation soit sensiblement améliorée par une architecture et une instrumentation spécifiques qui facilitent la surveillance, les diagnostics et les réparations sur les circuits sodium. À travers ces innovations, le projet ASTRID vise à démontrer que, malgré le caractère délicat des technologies mises en œuvre, ce type de réacteur a de réelles perspectives industrielles pour la production d'électricité en utilisant le plutonium des combustibles REP dans un premier temps (~2040) et en passant en mode régénérateur, voire surgénérateur, quand la puissance installée en réacteurs à eau dans le monde renchérira fortement le prix de l'uranium (> 1 500 GWe ?). Des innovations sur le cycle du combustible visent en parallèle à perfectionner le retraitement des combustibles usés en termes de coût et de production de déchets secondaires, ainsi qu'en résistance au risque de prolifération par la cogestion du plutonium et des mesures renforcées de suivi des flux de matières nucléaires.

Cet effort de recherche très important sur les réacteurs rapides au sodium s'accompagne d'une participation, à un niveau moindre, au développement dans un cadre international de technologies alternatives potentiellement intéressantes à plus long terme (réacteur rapide refroidi au gaz ou au plomb, voire d'autres concepts).

À la fois pour améliorer significativement la technologie des réacteurs rapides à sodium, la seule disponible aujourd'hui pour des réacteurs de puissance, et pour explorer les potentialités d'autres technologies envisageables à plus long terme, la coopération internationale, mise en œuvre à l'échelle européenne dans les décennies 1960 à 1990, reste indispensable et doit s'envisager aujourd'hui à l'échelle mondiale. Dans ce contexte, l'enjeu pour les acteurs français, est de contribuer activement au développement de réacteurs à neutrons rapides, stratégiques pour la France, l'Europe et le marché international. Il est en même temps de préserver un pouvoir d'influence sur les règles de sûreté et de sécurité que ces réacteurs et le recyclage du combustible associé devront respecter. Ce double enjeu est essentiel, et c'est celui du démonstrateur ASTRID.

Frank CARRÉ,
Direction scientifique

Glossaire – index

Les entrées du présent glossaire suivies du signe * sont des termes recommandés qui ont été publiés au *Journal officiel* avec leur définition consultable sur le site www.franceterme.culture.fr

Actinides : éléments terres rares de numéro atomique compris entre 89 et 103. Ce groupe correspond au remplissage des sous-couches électroniques 5f et 6d. Les actinides sont dotés de propriétés chimiques très voisines entre elles. **11, 15, 38, 52, 77, 90, 155, 156, 168, 200, 204.**

Actinides mineurs* : noyaux lourds formés dans un réacteur par capture successive de neutrons à partir des noyaux du combustible. Ces **isotopes*** sont principalement le neptunium (237), l'américium (241, 243) et le curium (243, 244, 245). **8, 12, 15, 16, 19, 40, 44, 52, 151, 155, 156, 186, 189, 193, 194, 201, 204, 207.**

Activation (ou radioactivation*) : action tendant à rendre radioactifs certains nucléides, en particulier au sein des matériaux de structure des réacteurs, par bombardement de **neutrons*** ou d'autres particules. **17, 27, 33, 88, 89, 90, 113, 115-117, 121-123, 140, 203, 206.**

Adoucissement : phénomène de diminution du seuil de réversibilité de la déformation d'un solide (limite élastique). **136, 138.**

ADS : abréviation de « *Accelerator Driven System* ». **19, 173, 176.**
Voir **Système hybride***.

Aérosol : suspension de particules solides ou liquides très fines dans un gaz. **124, 125.**

Aiguille (combustible) : **crayon*** combustible pour réacteur à neutrons rapides. Terme consacré par l'usage. **29, 43, 89, 90, 93, 136, 137, 140, 141, 143-153, 162-165, 174, 175, 191, 194, 206.**

Appauvri (uranium) : lors de l'enrichissement de l'uranium, il y a séparation de deux flux : l'un enrichi et l'autre appauvri en uranium 235. L'uranium appauvri a typiquement une teneur de 0,2 % en uranium 235, au lieu des 0,7 % présents dans l'uranium naturel. **14, 16, 38, 90, 144, 155, 157, 158, 168, 173, 177, 197.**

Assemblage (combustible)* : dans le **cœur*** d'un réacteur à eau, les **crayons*** combustibles sont groupés en faisceaux dotés d'une bonne rigidité et positionnés avec précision dans le cœur du réacteur. C'est l'ensemble de cette structure regroupant entre une et quelques centaines de crayons et chargée d'un seul tenant dans le réacteur qui est appelée « assemblage ». Dans un réacteur à neutrons rapides, les aiguilles sont groupées en faisceaux dans un tube hexagonal (TH), cet ensemble constituant également un assemblage. **2, 22, 24, 26, 29, 33, 34, 37, 38, 41, 43, 44, 47, 49, 50, 61, 63, 65-67, 69, 81, 82, 89, 90, 103, 106, 107, 120, 121, 123, 127-129, 131, 132.**

ASTRID (*Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration*) : démonstrateur d'intégration technologique permettant la démonstration de sûreté et de fonctionnement à l'échelle industrielle de réacteurs rapides refroidis au sodium de quatrième génération, à l'étude au Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA). **19, 41, 82, 99, 102-104, 108, 128, 132-134, 137, 141, 144, 175, 186, 189-196, 206, 207.**

AURN : arrêt d'urgence par réactivité négative. Soudaine baisse de **réactivité*** survenue sur le réacteur PHÉNIX, probablement due à une déformation mécanique du **cœur***. **81.**

Bac étouffoir : réservoir de contention du sodium issu d'une fuite, conçu pour éviter la combustion du sodium par limitation de l'arrivée d'air. **83, 120.**

Barillet : structure tournante permettant l'entreposage d'**assemblages combustibles*** de réacteurs neutrons rapides neufs ou irradiés en sodium. **29, 37, 50, 57, 58, 64, 67, 82, 87, 111, 113, 124, 197.**

Barn : unité utilisée pour mesurer une **section efficace*** (1 barn=10⁻²⁴ cm²). **11-13, 39.**

Barre de commande* : barre ou ensemble de tiges solidaires mobiles contenant une matière absorbant les neutrons (bore, cadmium...) et qui, suivant sa position dans le cœur d'un réacteur nucléaire, influe sur sa **réactivité***. **51, 66.**

Barrière de confinement* : dispositif capable d'empêcher ou de limiter la dispersion des matières radioactives. **35, 83, 136, 143.**

Becquerel (Bq) : unité de désintégration radioactive égale à une désintégration par seconde : 37 milliards de becquerels égalent 1 curie (Ci), 30 000 désintégrations par seconde se produisent dans un détecteur de fumée domestique. Le becquerel étant une unité très petite, on utilise fréquemment ses multiples : Méga, Giga, Téra Becquerel (MBq, GBq, TBq correspondant respectivement à 10⁶, 10⁹, 10¹² Bq). **88.**

Bêta : fraction de **neutrons retardés*** exprimée généralement en **pcm*** (pour cent mille). Certains produits de fission formés dans le cœur du réacteur émettent des **neutrons***, parfois avec un retard allant jusqu'à quelques dizaines de secondes après la fission. Ces neutrons contribuent de façon marginale au bilan neutronique, mais c'est grâce à eux que la **réaction de fission en chaîne*** peut être pilotée et stabilisée. Le « *bêta effectif* » est le produit de **bêta** par un coefficient supérieur à l'unité, qui rend compte de la plus grande efficacité neutronique des **neutrons retardés*** dans le cœur, du fait de leur énergie plus faible que celle des neutrons prompts. **42, 122.**

BN 800 : réacteur rapide refroidi au sodium, en construction en Russie (800 MWé). **33, 53, 54, 59, 101, 108, 179, 180, 184, 186, 187, 206, 207.**

Bouchage Total Instantané (BTI) : incident affectant un assemblage combustible qui constitue l'événement à l'origine d'un accident de refroidissement, envisagé dans les études de sûreté des réacteurs nucléaires à neutrons rapides et à caloporteur sodium. **130, 131, 191.**

Bouchon Couvercle Cœur (BCC) : structure située au-dessus du cœur d'un réacteur à neutrons rapides supportant le passage de l'instrumentation et des **barres de commande***. **35, 47-49, 63, 73, 81, 105-107, 109, 132, 136, 179, 182, 183, 191-193.**

Bouchon tournant : partie cylindrique de la **dalle*** d'un réacteur à neutrons rapides capable de tourner pour positionner le grappin de manutention des **assemblages combustibles***. **31, 37, 61, 63, 66, 73, 95, 107, 113, 124, 179.**

Bras de manutention : dispositif mécanique permettant la manutention du combustible et autres dispositifs du cœur dans les réacteurs rapides refroidis au sodium. **124.**

Caloporteur⁺ : fluide (gaz ou liquide) utilisé pour extraire la chaleur produite par les **fissions**^{*}. Dans un réacteur à eau sous pression, l'eau joue à la fois le rôle de caloporteur et celui de **modérateur**^{*}. Dans un réacteur rapide refroidi au sodium, le caloporteur ralentit peu les neutrons. **3-207**.

Capture : capture d'un **neutron**^{*} par un noyau. La capture est dite « radiative », si elle est suivie par l'émission immédiate d'un rayonnement *gamma*. Elle est dite « **fertile**^{*} » si elle donne naissance à un noyau **fissile**^{*}. **11-15, 21, 40, 42, 155, 156, 172, 209, 211-213**.

Cavitation : vaporisation locale d'un fluide en mouvement, sous l'effet d'une baisse locale de pression en son sein, amenant cette dernière au-dessous de sa tension de vapeur. **17, 105, 131, 137, 152**.

CEFR : réacteur rapide sodium prototype construit en Chine (25 MWé). **53, 54, 61, 184, 197**.

CFV : abréviation de « Cœur à Faible effet de Vidange (ou de vide) sodium ». Cœur à faible effet de réactivité, en cas de vidange du sodium. Voir aussi **Effet de vidange**^{*}. **41, 82, 144, 190, 191**.

Chambre à fission : chambre d'ionisation destinée à la **détection de neutrons**^{*}, l'ionisation étant due aux **produits de fission**^{*} induits par réaction nucléaire des neutrons sur un dépôt de matière fissile. **129**.

Ciel de pile : partie supérieure du volume interne de la cuve principale d'un réacteur rapide refroidi au sodium, située au-dessus du niveau libre du sodium. **50, 58, 65, 66, 84, 87, 88, 105, 125, 132**.

Circuit eau-vapeur : circuit de fluide caloporteur dans lequel l'eau vaporisée dans un **générateur de vapeur**^{*} passe dans une turbine productrice d'électricité. **210**.

Circuit intermédiaire (souvent appelé « circuit secondaire » dans les réacteurs rapides refroidis au sodium) : circuit prenant de la chaleur au circuit primaire du réacteur pour le transférer au circuit eau-vapeur comportant la turbine produisant l'électricité. **31, 33, 83-85, 95, 113, 116, 192, 193, 197, 203, 205, 206**.

Circuit de refroidissement primaire⁺ : système en boucle fermée ou ensemble de boucles fermées qui permet d'extraire la chaleur des éléments combustibles présents dans le **cœur**^{*} d'un réacteur par circulation d'un fluide **caloporteur**^{*} en contact direct avec ces éléments combustibles. **210**.

Circuit de refroidissement secondaire⁺ : système assurant la circulation du fluide caloporteur qui extrait la chaleur du **circuit de refroidissement primaire**^{*}. Dans les réacteurs à eau, ce circuit est le **circuit eau-vapeur**^{*} comportant la turbine ; dans les réacteurs rapides refroidis au sodium, ce circuit secondaire aussi appelé « **circuit intermédiaire**^{*} » transfère la chaleur entre le circuit primaire et le circuit eau-vapeur. **210**.

Coefficient de puissance⁺ : rapport de la variation de la **réactivité**^{*}, dans un réacteur nucléaire, à la variation de puissance. **210**.

Coefficient de réactivité⁺ : rapport de la variation de la **réactivité**^{*} à la variation d'un paramètre donné (pression, température, puissance ou taux de vide). C'est la variation du **facteur de multiplication**^{*} résultant du fonctionnement d'un réacteur, c'est-à-dire des changements de température et de composition dus au dégagement d'énergie et à l'irradiation **neutronique**^{*}. **37, 210**.

Coefficient de température⁺ : rapport de la variation de la réactivité, dans un réacteur nucléaire, à la variation de température. Ce coefficient, dans un réacteur nucléaire, traduit la variation du **facteur de multiplication**^{*} des neutrons, lorsque sa température change. Un coefficient de température négatif est un critère important de stabilité du **cœur**^{*}. **43, 210**.

Coefficient de vide : coefficient qui traduit la variation du **facteur de multiplication**^{*} dans un réacteur, lorsque le **caloporteur**^{*} forme plus de vides (zones de moindre densité, par exemple des bulles) que la normale. Si ce coefficient est positif, une augmentation des vides se traduira par une augmentation de la **réactivité**^{*} et, par conséquent, une augmentation de la puissance. S'il est négatif, l'augmentation des vides tendra, au contraire, à arrêter le réacteur. **210, 211**.

Cœur⁺ : zone centrale d'un réacteur nucléaire, contenant les assemblages combustibles, le caloporteur et le modérateur, où se produit la **réaction de fission en chaîne**^{*}. **11, 13, 14 et suiv**.

Combustible mox^{*} : voir **MOX**^{*}. **167, 169, 172, 181, 184, 200, 204**.

Combustible nucléaire⁺ : substance constitutive du **cœur**^{*} d'un réacteur nucléaire contenant les éléments **fissiles**^{*} qui entretiennent la **réaction de fission en chaîne**^{*} en son sein. **153, 169, 172, 203**.

Combustion massique : voir **Taux de combustion**^{*}.

Conservatisme⁺ : qualité d'une démarche ou d'un procédé de calcul prenant en compte des hypothèses qui majorent les effets des phénomènes susceptibles d'affecter la sûreté nucléaire ou la radioprotection. **210**.

Contre-réaction⁺ (**de réactivité**^{*}) : effet des variations de certains paramètres de fonctionnement d'un réacteur nucléaire (tels que puissance, température ou taux de vide) sur sa **réactivité**^{*}. Voir aussi **Coefficient de puissance**^{*}, **Coefficient de température**^{*} et **Coefficient de vide**^{*}. **13, 40, 41, 42, 65, 77, 81, 190**.

Coques : déchets constitués des morceaux de gaines de **combustible**^{*} subsistant après cisailage. **164, 166**.

Corium⁺ : mélange de matériaux fondus résultant de la fusion accidentelle du **cœur**^{*} d'un réacteur nucléaire. Voir aussi **Récupérateur de corium**^{*}. **13, 31, 37, 179, 183, 191**.

Couverture (fertile)⁺ : zone située à la périphérie du cœur d'un réacteur, contenant de la matière **fertile**^{*}. **41, 144**.

Couverture porteuse (d'actinides mineurs)⁺ : voir **CCAM**^{*}.

Crayon : tube de faible diamètre, fermé à ses deux extrémités, constituant du cœur d'un réacteur nucléaire, quand il contient une matière fissile, fertile ou absorbante. Lorsqu'il contient de la matière **fissile**^{*}, le crayon est un **élément combustible**^{*}. **19, 43, 146**.

Cuve principale : récipient contenant le **cœur**^{*} d'un réacteur et son fluide **caloporteur**^{*}. **29, 33-38, 73, 83, 107, 127, 132-135, 179, 180, 182, 183, 191, 192**.

Cuve de sécurité : cuve entourant la cuve principale dont la fonction est d'éviter le dénoyage du **cœur**^{*}, en cas de fuite de cette dernière. **29, 35, 37, 38, 50, 73, 132, 133, 181, 182, 185, 191, 192, 203**.

Dalle⁺ : structure mécanique de fermeture de la **cuve principale**^{*} du réacteur. **23, 25, 29, 33, 34-36, 38, 50, 54, 70, 73, 87, 88, 105, 124, 132, 133**.

Déchet radioactif⁺ : substance radioactive pour laquelle aucune utilisation ultérieure n'est prévue, ni envisagée, et qui est soumise à une gestion spécifique. Les déchets radioactifs ultimes sont des déchets radioactifs qui ne peuvent plus être traités dans les conditions techniques et économiques du moment, notamment par extraction de leur part valorisable ou par réduction de leur caractère polluant ou dangereux. Les déchets sont classifiés en catégories, selon leur activité et la durée de celle-ci (par exemple, déchets **HAVL**^{*}, pour « Haute Activité Vie Longue ». **5, 6, 8, 12, 15, 16, 63, 70, 72, 77, 87, 90, 91, 156-159, 164, 166, 169, 171-174, 176, 177, 189, 193, 196, 197, 200, 201, 204, 206, 207**.

Décontamination⁺ (radioactive) : élimination des contaminants radioactifs par lavage et nettoyage avec de l'eau ou des produits chimiques. **123**.

Divergence⁺ : démarrage du processus de **réaction de fission en chaîne^{*}** dans un réacteur. **8, 47, 48, 50, 54, 179, 184**.

Dollar : unité de **réactivité^{*}**. Le dollar est défini par le rapport réactivité / proportion de **neutrons retardés^{*}** = 1, le sous-multiple étant le cent. **82**.

Doppler (effet) : en neutronique, élargissement des **résonances^{*}** de sections efficaces neutroniques, sous l'effet de l'agitation thermique des noyaux cibles. Cet effet contribue à assurer la stabilité d'un réacteur nucléaire, en diminuant la **réactivité^{*}** de son cœur, lors d'une élévation de sa température. **40, 42, 43, 150, 152**.

Dose⁺ (radioactive) : quantité de rayonnement ou d'énergie absorbée dans une masse spécifique. **66, 87, 89, 123, 124, 136, 139, 140, 166**.

Dpa (Déplacements Par Atome, nombre de dpa⁺) : unité de dommage d'irradiation des matériaux. Le nombre de dpa est le nombre de fois où chaque atome d'un échantillon donné de matière solide a été éjecté de son site, sous l'action d'un rayonnement. Cette unité est bien adaptée pour quantifier les irradiations dans les métaux. **40, 66, 136, 137, 140, 143**.

Échangeur (de chaleur) : dispositif dans lequel un fluide chaud cède sa chaleur à un fluide froid. **18, 19, 96, 183**.

Écrouissage : opération consistant à frapper, laminier ou étirer un métal à une température inférieure à sa température de recul. L'écrouissage augmente, en général, la résistance à la déformation du métal. **139**.

Effet de vidange (ou effet de vide) : variation du **facteur de multiplication^{*}** dans un réacteur, lorsque le caloporteur forme plus de vides que la normale (zones de moindre densité, par exemple des bulles). Si le **coefficient de vide^{*}** est positif, une augmentation des vides se traduira par une augmentation de la **réactivité^{*}** et, par conséquent, une augmentation de la puissance. Cet effet de vidange est un élément important à prendre en compte pour la stabilité et la sûreté des réacteurs nucléaires. **13, 29, 40, 41, 79, 81, 82, 190**.

Effet xénon : le xénon est un puissant absorbant neutronique. Sa formation dans le **cœur^{*}** d'un réacteur comme produit de désintégration d'un autre produit de fission (l'iode) perturbe avec retard le comportement neutronique du cœur, lors d'un transitoire de puissance. **77, 79**.

EFR (European Fast Reactor) : projet européen de réacteur rapide refroidi au sodium, abandonné après l'arrêt de SUPERPHÉNIX. **34-37, 51, 80, 97, 98, 107, 115, 190-192, 197**.

Élément combustible⁺ : dans le **cœur^{*}** d'un réacteur nucléaire, le plus petit constituant possédant une structure propre et contenant du **combustible nucléaire^{*}**. Exemples : **crayon^{*}** combustible, **aiguille^{*}**. **44, 142, 144, 146, 153**.

Empoisonnement : phénomène de **capture^{*}** de **neutrons^{*}** par certains **produits de fission^{*}** qui s'accumulent au cours de l'irradiation (xénon 135, samarium 149, etc.), dégradant ainsi le bilan neutronique. **13, 65**.

Épithermiques (neutrons) : neutrons situés dans la gamme d'énergie de 1eV à 20keV environ et ayant ainsi une vitesse supérieure à celle des **neutrons thermiques^{*}**. Dans cette région d'énergie, les **sections efficaces^{*}** d'interaction neutron-noyau sont affectées par la présence de résonances et peuvent varier, de ce fait, de plusieurs ordres de grandeur. **39**.

Érosion-corrosion locale (ou wastage) : phénomène d'attaque de la paroi du générateur de vapeur d'un réacteur rapide refroidi au sodium, sous l'effet d'un jet réactif de sodium et de vapeur d'eau créé par une fuite d'eau sous pression. **17, 84, 85, 87, 98, 99, 100, 104, 116**.

Facteur de multiplication⁺ (infini k_{∞} et effectif k_{eff}) : dans un milieu multiplicateur de **neutrons^{*}**, valeur moyenne du nombre de nouvelles fissions induites par les **neutrons^{*}** issus d'une fission initiale. Si les fuites des neutrons vers les **assemblages combustibles^{*}** voisins ou hors du réacteur ne sont pas prises en compte, le facteur de multiplication est qualifié d'« infini » et noté k_{∞} . Dans le cas contraire, il est qualifié d'« effectif » et noté k_{eff} . **40, 175**.

Faïençage thermique ou thermal stripping : contrainte mécanique apportée sur une paroi par les fluctuations de température du fluide à son contact. **24, 49, 64, 132**.

Fatigue : affaiblissement des propriétés mécaniques d'un matériau par création de fissures, sous l'effet de l'application de contraintes répétées. Dans le cas particulier de la fatigue thermique, lesdites contraintes proviennent de sollicitations thermiques par le biais de la dilatation. **17, 24, 62, 84, 98, 101, 135-137, 138**.

Fertile⁺ : se dit d'une matière dont les noyaux, lorsqu'ils absorbent des **neutrons^{*}**, donnent des noyaux **fissiles^{*}**. C'est le cas de l'uranium 238 qui conduit au plutonium 239. Une matière est dite « stérile », dans le cas contraire. **14, 38, 41, 44, 69, 90, 144, 155, 168, 184, 190, 198**.

Fil espaceur⁺ : fil métallique enroulé en hélice autour des **aiguilles combustibles^{*}** des réacteurs rapides refroidis au sodium, destiné à assurer un espacement défini entre les aiguilles. En outre, le fil espaceur régule l'écoulement du fluide **caloporteur^{*}** et améliore les échanges thermiques entre l'aiguille et le fluide. **164-166**.

Filière (de réacteurs)⁺ : famille de réacteurs caractérisée par un ensemble de spécifications communes. C'est une voie possible de réalisation de réacteurs nucléaires capables de produire de l'énergie dans des conditions rentables. **11, 12, 14, 29, 48, 53, 55, 56, 65-67, 77, 90, 93 et suiv.**

Fissile⁺ : se dit d'un noyau pouvant subir la **fission^{*}** par absorption de **neutrons^{*}**. En toute rigueur, ce n'est pas le noyau dit « fissile » qui subit la fission, mais le noyau composé qui s'est formé à la suite de la **capture^{*}** d'un neutron. **6, 11, 12-14, 16, 39, 41-43, 136, 137, 139-141**.

Fission⁺ : division d'un noyau lourd en deux fragments dont les masses sont du même ordre de grandeur. Cette transformation, qui est un cas particulier de désintégration radioactive de certains noyaux lourds, dégage une quantité importante d'énergie et est accompagnée par l'émission de **neutrons^{*}** et de rayonnement *gamma*. La fission des noyaux lourds dits « **fissiles^{*}** » peut être induite par une collision avec un neutron. **7, 11-16, 18, 19, 21, 39, 40, 42, 65, 70, 79, 89, 111, 113, 116, 128, 129, 143, 144, 148-150 et suiv.**

Fission ternaire : fission au cours de laquelle le noyau se casse en trois fragments dont le plus léger est le plus souvent une particule *alpha*, mais peut aussi être un noyau de tritium. La fission ternaire est beaucoup plus rare que la fission binaire, dans laquelle le noyau se casse en deux morceaux. **88, 111, 116**.

Fluage : déformation progressive d'un solide sous l'effet d'un champ de contraintes appliqué pendant des durées longues. Le fluage peut être activé par la chaleur (ou « fluage thermique ») ou par l'irradiation. **35, 84, 99, 135, 136-138, 140, 141, 148, 152**.

Flux de neutrons : nombre de **neutrons^{*}** qui traversent une unité de surface par unité de temps. **17, 27, 143, 171, 173**.

Frittage : opération consistant à souder les grains d'une poudre compactée de métal ou de céramique, en chauffant cette poudre au-dessous de la température de fusion du matériau. **145**.

Fuites (de neutrons) : neutrons s'échappant du **cœur*** d'un réacteur nucléaire. **40**.

Gain de régénération : pour un réacteur nucléaire fonctionnant avec le cycle U-PU, excédent net de plutonium 239 équivalent créé, c'est-à-dire différence entre le plutonium 239 équivalent créé par **capture*** et le plutonium 239 équivalent détruit par **fission*** et par capture, rapportée à une fission dans tout le réacteur. **16**.

Gaine (de combustible) : enveloppe scellée entourant le **combustible nucléaire***, destinée à assurer le confinement des matières radioactives et la tenue mécanique du combustible (protection vis-à-vis du **caloporteur***) dans le **cœur*** du réacteur. **17, 21, 22, 38, 40, 43, 44, 48, 49, 55, 56, 61, 65, 66, 70, 71, 74, 88, 111, 113, 116, 122, 124, 128, 129, 132, 135-137, 139, 140, 143-153, 187, 206**.

Gaz de fission : produits de fission volatils créés lors des réactions de **fission***. **144, 148, 149, 151, 152**.

Générateur de vapeur (GV) : dans un réacteur nucléaire, échangeur permettant le transfert de la chaleur d'un fluide **caloporteur*** primaire à l'eau du **circuit secondaire de refroidissement***, en la transformant en vapeur qui entraîne le groupe turbo alternateur. **95, 96, 113, 136, 180, 193**.

Gerbage : déformation de la géométrie du **cœur*** d'un réacteur, due à un mouvement mécanique des **assemblages combustibles*** et entraînant une variation de la **réactivité*** du cœur. **41, 68**.

Gonflement : phénomène d'augmentation de volume affectant les matériaux sous irradiation. **48, 49, 63, 66, 99, 136, 137, 139, 140, 148, 149-152**.

Grappin : dispositif mécanique permettant la préhension, puis la manutention d'un **assemblage combustible***. **37**.

HAVL : se dit des **déchets*** de Haute Activité et à Vie longue. **15, 171, 200**.

Hétérogène : se dit d'une **transmutation*** en réacteur dans laquelle le produit à transmuter est concentré sur un support en périphérie du **cœur***. **44, 114, 174, 176, 194**.

Homogène : se dit d'une **transmutation*** en réacteur dans laquelle le produit à transmuter est réparti uniformément dans le **combustible***. **43, 82, 144, 145, 167, 169, 173, 174, 176, 194, 200**.

Hydrogène-mètre : appareil de mesure de la teneur en hydrogène dans le sodium d'un circuit **caloporteur*** de **RNR-Na***. **112**.

Hydrométallurgie : procédé visant à l'extraction de métaux à partir de composés, après avoir dissous ces derniers dans une phase aqueuse. Les procédés hydrométallurgiques sont employés, entre autres, pour extraire l'uranium du minerai et pour séparer les **actinides*** du combustible nucléaire usé. **168**.

Indicateur de bouchage : instrument permettant de quantifier le degré de pureté du sodium dans un circuit **caloporteur*** de **RNR-Na*** par cristallisation des impuretés dans un gradient de température contrôlé. **111, 112, 116, 119, 120**.

Inertage* : opération préalable au conditionnement des déchets radioactifs, consistant à modifier leur forme chimique pour obtenir des substances peu réactives. **18, 62, 64, 70, 167**.

Irradiation : exposition d'un organisme vivant ou d'un matériau à un rayonnement. **13-17, 21, 27, 42, 48, 57, 106, 111, 114, 116, 134-136, 139-141 et suiv.**

Isogénérateur : qui produit autant de combustible **fissile*** qu'il en consomme (voir aussi **Surgénérateur***). **190**.

Isotopes : formes d'un même élément dont les noyaux possèdent un nombre de protons identique et un nombre de **neutrons*** différent. **11-13, 15, 27, 40, 42, 111, 122, 155, 158, 171, 172, 180**.

Modérateur* : matériau formé de noyaux légers qui ralentissent les **neutrons*** par collisions élastiques. Les modérateurs sont utilisés pour réduire l'énergie des neutrons émis par les atomes d'uranium, lors de la **fission***, afin d'augmenter leur probabilité de provoquer d'autres fissions. Le matériau modérateur doit être peu capturant, afin de ne pas « gaspiller » les neutrons et être suffisamment dense pour assurer une modération efficace. **11, 13, 20, 21, 66, 82**.

MOX (ou Mox, mox) : combustible nucléaire à base d'un mélange d'oxydes d'uranium (naturel ou appauvri) et de plutonium. L'utilisation de combustible MOX permet le **recyclage*** du plutonium. **12-14, 18, 19, 38, 39, 43, 145, 153, 156-159, 166, 167, 169, 170, 172, 177, 181, 183, 184, 200, 204, 206**.

NaK : eutectique sodium-potassium, liquide à température ambiante, utilisé comme fluide **caloporteur*** dans les tout premiers réacteurs à **neutrons rapides***. **45, 47, 52-54, 65, 71, 79, 125, 203**.

Neutron : particule fondamentale électriquement neutre, de masse $1,675 \cdot 10^{-27}$ kg. La nature de ce **nucléon*** a été découverte en 1932 par le physicien britannique James CHADWICK. Les neutrons constituent, avec les protons, les noyaux des atomes et provoquent les réactions de **fission*** des noyaux **fissiles*** dont l'énergie est utilisée dans les réacteurs nucléaires. **6, 7, 11-13 et suiv.**

Neutrons épithermiques : voir **Épithermiques*** (neutrons).

Neutrons rapides* : **neutrons*** libérés lors de la **fission***, se déplaçant à très grande vitesse (20 000 km/s). Leur énergie est de l'ordre de 2 millions d'électronvolts. **11-18, 23, 24, 29, 39, 42, 45, 79, 81, 114, 142, 143, 153, 155-158, 161, 167, 168, 171-174, 177, 189, 190, 164, 196, 203, 205-207**.

Neutrons retardés* : **neutrons*** émis par les fragments de **fission*** avec un retard de quelques secondes en moyenne après la fission. Bien que représentant moins de 1 % des neutrons émis, ce sont eux qui, par ce décalage dans le temps, permettent *in fine* le pilotage des réacteurs. Voir aussi **Bêta***. **7, 42, 129**.

Neutrons thermiques* (ou « neutrons lents ») : neutrons en équilibre thermique avec la matière dans laquelle ils se déplacent. Dans les réacteurs nucléaires à eau, les neutrons thermiques vont à une vitesse de l'ordre de 2 à 3 km/s et leur énergie est de l'ordre d'une fraction d'électronvolt. **11, 12, 15, 39**.

Neutrophage : se dit d'un matériau qui a la capacité d'absorber fortement les **neutrons***. **143**.

Nombre de DPA (ou nombre de Déplacements Par Atome) : voir **Dpa***.

ODS (Oxide Dispersion Strengthened) : alliage renforcé par dispersion de nanoparticules d'oxydes. **66, 135-137, 140-142, 166, 183, 190**.

Palier hydrostatique : palier de l'arbre de pompe situé dans le sodium et assurant sa portance en rotation et son centrage sans contact solide. **63, 105, 106, 125**.

Pastille* (de combustible) : petit cylindre de céramique à base d'uranium, de plutonium ou d'autres actinides servant de **combustible*** nucléaire et empilé dans une **gaine*** pour constituer un **crayon***. **43, 93, 111, 112, 145-147, 149-151, 153, 174, 175, 180, 194**.

Pcm (pcm) : unité de **réactivité*** (pour cent mille, c'est-à-dire 10^{-5}). **41, 42, 82**.

Période radioactive* (ou **période d'un nucléide radioactif**) : durée nécessaire pour que la moitié des atomes d'un radionucléide se désintègrent. La période constitue une propriété caractéristique de chaque **isotope*** radioactif. **70, 172**.

PFBR : réacteur rapide refroidi au sodium, en construction en Inde (500 MWé). **8, 33, 37, 44, 53, 54, 59, 98, 179, 181, 182, 186, 197, 198, 206, 207.**

Piège froid⁺ : dispositif visant à purifier un fluide **caloporteur**^{*} (par exemple, le sodium) par refroidissement du fluide et cristallisation des impuretés dissoutes. **31, 70, 71, 85, 111, 113-116, 119, 120.**

Platelage : structure de supportage de l'ensemble **sommier**^{*} plus **cœur**^{*} dans un réacteur à neutrons rapides. **29, 34, 37, 73, 132, 133, 179, 182.**

Plénum (ou plenum) : dans le **crayon**^{*} combustible, volume libre à l'intérieur du **crayon**^{*}, non occupé par la matière combustible, qui sert à confiner les gaz de **fission**^{*} relâchés par le **combustible**^{*} et à éviter que ce relâchement ne conduise à augmenter par trop la pression dans le crayon. **18, 25, 41, 179, 190.**

Poisons⁺ (neutroniques) : éléments dotés d'un pouvoir élevé de capture des **neutrons**^{*} utilisés pour compenser, du moins en partie, l'excédent de **réactivité**^{*} des milieux fissiles. Quatre éléments naturels sont particulièrement neutrophages : le bore (grâce à son **isotope**^{*} ¹⁰B), le cadmium, l'hafnium et le gadolinium (grâce à ses isotopes ¹⁵⁵Gd et ¹⁵⁷Gd). Certains sont dits « consommables », car ils disparaissent progressivement au cours de la combustion en réacteur. Beaucoup de produits de **fission**^{*} sont des poisons neutroniques. **13, 172.**

Pompe électromagnétique (PEM) : pompe sans pièce en mouvement utilisée pour les métaux liquides, basée sur le principe de la force exercée par un champ magnétique sur un fluide parcouru par un courant électrique. **36, 105, 115.**

Produits de fission⁺ : nucléides produits soit directement par la **fission**^{*} nucléaire, soit indirectement par la désintégration des fragments de la fission. **11, 15, 18, 19, 42, 65, 70, 79, 88, 89, 111, 113, 129, 148-150, 152, 158, 162, 164, 166, 171, 172, 176.**

Puissance linéique⁺ : puissance produite par unité de longueur active d'un **crayon**^{*} combustible. **146, 147, 187.**

Puissance résiduelle⁺ : puissance thermique développée par un réacteur nucléaire à l'arrêt, provenant essentiellement de l'activité des produits de **fission**^{*}. **21, 33, 34, 36, 37, 51, 77, 79, 80, 108, 171, 175, 179, 180-182, 185, 186, 191-194, 197, 200, 203-205.**

PUREX⁺ (Plutonium and Uranium Refining by Extractium) : procédé **hydrométallurgique**^{*} de traitement des combustibles usés actuellement mis en œuvre industriellement pour extraire de ce dernier l'uranium et le plutonium encore valorisables au plan énergétique. Le procédé sépare ces deux éléments des **actinides mineurs**^{*} et **produits de fission**^{*} considérés comme des déchets. **142, 161, 167-169, 172.**

Pyrochimie : chimie à haute température (plusieurs centaines de °C). La pyrochimie ne fait pas intervenir d'eau ni de molécules organiques, mais des métaux liquides et des sels fondus.

Pyrométallurgie : extraction, par voie **pyrochimique**^{*}, de métaux à partir de composés. **168, 204.**

Pyrophorique : se dit d'un matériau capable de s'enflammer spontanément à l'air. **167.**

Radioactivation : voir **Activation**^{*}.

Radiotoxicité potentielle (d'une certaine quantité de radionucléides, par exemple dans des déchets) : produit de l'inventaire en radionucléides par le facteur de dose « ingestion » desdits radionucléides. C'est un indicateur du pouvoir de nocivité de cette quantité de radionucléides en situation accidentelle. **204.**

Rampe : partie inclinée du dispositif de manutention des **assemblages combustibles**^{*} dans certains concepts de réacteurs à neutrons rapides. **37, 129, 182.**

Rapport de surgénération : voir **Taux de surgénération**^{*}.

Réacteur à boucles : réacteur dans lequel le **caloporteur**^{*} primaire circule dans des boucles extérieures à la cuve (voir aussi, par opposition, **Réacteur intégré**^{*}). **33, 47, 53.**

Réacteur intégré : réacteur dans lequel le **caloporteur**^{*} primaire circule entièrement à l'intérieur de la cuve (voir aussi, par opposition, **Réacteur à boucles**^{*}). **32-34, 38, 48, 53, 79, 192.**

Réaction de fission en chaîne (ou réaction en chaîne) : suite de fissions^{*} nucléaires au cours desquelles les neutrons^{*} libérés provoquent de nouvelles fissions, à leur tour génératrices de nouveaux neutrons provoquant de nouvelles fissions, et ainsi de suite. **11, 13.**

Réactivité⁺ : quantité sans dimension permettant d'évaluer les petites variations du **facteur de multiplication**^{*} k autour de la valeur critique et définie par la formule $\rho = (k^{-1})/k$. Sa valeur étant très petite, elle est généralement exprimée en cent millièmes, en prenant pour unité le **pcm**^{*} (pour cent mille). Dans un réacteur, la réactivité est nulle lorsqu'il est critique, positive s'il est surcritique et négative s'il est sous-critique. **13, 14, 17, 20, 21, 23, 26, 27, 31, 37, 40, 41, 42, 51, 56, 61, 65, 66, 79, 81, 82, 87, 95, 102, 119, 185, 190, 191, 203, 205, 206.**

Récupérateur de corium : dispositif permettant la récupération et le refroidissement du corium, en cas d'accident allant jusqu'à la fusion totale ou partielle du cœur d'un réacteur. **31, 73, 179, 191.**

Recyclage : réutilisation en réacteur de matières nucléaires issues du **traitement des combustibles usés**^{*}. **12-15, 155, 156, 158, 159, 167, 169, 170, 171-173, 175-177, 190, 201, 203, 204, 207.**

Résonance⁺ : en physique nucléaire, état excité du noyau composé formé par l'addition d'un noyau cible et d'un **neutron**^{*} incident. Dans certains domaines d'énergie incidente, les **sections efficaces**^{*} d'interaction neutron-noyau dépendent fortement de l'énergie du neutron, du fait de l'existence de ces résonances. **11, 13, 40, 105, 130.**

Retraitement des combustibles usés⁺ : voir **Traitement des combustibles usés**^{*}.

RIB : accident de remontée intempestive de barres. **190.**

RNR⁺ : réacteur à neutrons rapides. Voir l'ensemble de la monographie.

RNR-Na : réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium. Voir l'ensemble de la monographie.

Rupté : voir **Rupture de gaine**^{*}.

Rupture de gaine : défaillance d'étanchéité de la **gaine**^{*} d'un crayon ou d'une aiguille combustible. **17, 56, 70, 74, 111, 122, 124, 129, 132, 145, 206.**

Sas : compartiment étanche permettant le transfert des **assemblages combustibles**^{*} entre le barillet et la cuve du réacteur, tout en maintenant l'isolation gazeuse entre ces deux compartiments. **37, 124.**

Section efficace⁺ : mesure de la probabilité d'interaction d'une particule avec un noyau cible exprimée en **barns**^{*}. Dans le cas du **neutron**^{*}, par exemple, elle définit sa probabilité d'interaction avec les noyaux de la matière des différents constituants du **cœur**^{*}. La section efficace mesure la probabilité d'occurrence d'une réaction donnée entre des particules incidentes (par exemple, des **neutrons**^{*}) et une cible (par exemple, des noyaux d'uranium). Pour les réacteurs nucléaires, on distingue principalement les réactions induites par les neutrons : **fission**^{*}, **capture**^{*} et diffusion élastique. **11, 14, 27, 40, 172.**

Séparation : procédé chimique faisant partie des opérations de **traitement des combustibles usés***, par lequel les différents éléments constituant le combustible usé sont séparés. Le procédé **PUREX*** isole l'uranium et le plutonium ; d'autres procédés chimiques plus avancés (DIAMEX, SANEX, GANEX) sont à l'étude pour séparer les **actinides*** des lanthanides, ou les actinides entre eux. **12, 15, 29, 33, 38, 42, 70, 101, 124, 125, 165, 166, 169, 171, 172, 175, 176, 196, 204, 206.**

Sievert (SV) : unité utilisée pour mesurer, après pondération prenant en compte ses effets biologiques, la **dose*** reçue par les organismes vivants. **87, 171.**

Sommier : capacité sous pression sous le **cœur*** du réacteur permettant d'alimenter les **assemblages combustibles*** en fluide **caloporteur***. **29, 31, 34, 44, 73, 74, 81, 105, 127, 132, 143, 179, 183.**

Spallation : éclatement d'un noyau lourd sous l'effet du choc d'une particule incidente d'énergie très élevée s'accompagnant d'une émission importante de **neutrons***. Cette réaction nucléaire met en jeu un noyau lourd cible et une particule, le plus souvent un proton, accélérée jusqu'à une énergie de quelques centaines de millions d'électronvolts. Par collisions successives sur les nucléons du noyau cible, la particule incidente éjecte entre autres un grand nombre de neutrons. Un proton de 1 milliard d'électronvolts projeté sur une cible de plomb peut ainsi produire de 25 à 30 neutrons.

Spectrométrie : mesure et interprétation de spectres de quantités liées à la constitution physique ou chimique d'un corps ou à l'analyse d'une onde. Par exemple, la spectrométrie de masse est fondée sur la séparation des atomes ou des molécules d'un corps, en fonction de leur masse. La spectrométrie *gamma* consiste en la mesure de l'énergie des rayonnements *gamma* émis par une source. Elle renseigne sur la nature et l'activité des radionucléides de cette source. **121, 122, 132.**

Surgénérateur* : se dit d'un réacteur qui produit plus de combustible **fissile*** qu'il n'en consomme. Les nouveaux noyaux fissiles sont créés par la capture de neutrons de fission par des noyaux **fertiles*** non fissiles, sous l'action de **neutrons thermiques*** après un certain nombre de désintégrations radioactives. Ce terme est également employé comme nom. **16, 38, 40, 47, 52, 155, 181, 201, 204, 207, 212.**

Système de conversion d'énergie : dispositif permettant de convertir l'énergie thermique du caloporteur* primaire d'un réacteur nucléaire en électricité. **31, 36, 43, 93, 95, 102, 103, 105, 184, 186, 192, 193.**

Système hybride (en anglais : **ADS**) : réacteur hybride couplant un **cœur*** de réacteur sous-critique avec un accélérateur de protons de haute énergie. Ce dernier fournit, grâce à des réactions de **spallation***, le complément de **neutrons*** nécessaire à l'entretien de la **réaction de fission en chaîne***. **19, 173, 176.**

Taux de combustion* : au sens propre, il correspond au pourcentage d'atomes lourds (uranium et plutonium) ayant subi la **fission*** pendant une période donnée. Couramment utilisé pour évaluer la quantité d'énergie thermique par unité de masse de matière **fissile*** obtenue en réacteur entre le chargement et le déchargement du combustible, il s'exprime en mégawatts-jour par tonne (MW-j/t) et prend alors le nom de « **combustion massique** ». Le taux de combustion de rejet est le taux auquel l'**assemblage combustible***, après plusieurs cycles d'irradiation, doit être définitivement déchargé. **12, 13, 15, 65, 136, 137, 139, 140, 145, 146, 148-151, 162, 163, 165, 166, 174, 180, 181, 183, 187, 203.**

Taux de surgénération (ou **rapport de surgénération**) : rapport entre le nombre de noyaux **fissiles*** produits et le nombre de noyaux lourds consommés dans un réacteur nucléaire qui correspond à un facteur de conversion supérieur à 1. **38, 44, 49.**

Température de bouchage (TB) : température du sodium **caloporteur*** des **RNR-Na*** au-dessous de laquelle les impuretés du sodium commencent à cristalliser et à diminuer la section de passage du sodium dans l'indicateur de **bouchage***. **63, 111, 112.**

Thermaliser : ralentir les **neutrons*** afin de les mettre progressivement en équilibre thermique avec la matière du réacteur dans lequel ils diffusent. **39.**

Thermal stripping : voir **Faiencage thermique***.

Thorium : élément **fertile***, assez abondant dans la nature, dont l'utilisation est envisageable dans les réacteurs nucléaires, selon un cycle du combustible assez analogue à celui de l'uranium 238. **181, 198.**

Traitement des combustibles usés : opération consistant à séparer, dans le combustible usé, les matières valorisantes du reste, qui est alors considéré comme un **déchet*** et reçoit un conditionnement approprié. **200, 203, 206, 207.**

Transmutation : transformation d'un nucléide en un autre nucléide, par une réaction nucléaire. La transmutation envisagée pour la gestion des **déchets radioactifs*** vise à transformer un nucléide à période longue en un nucléide à période plus courte ou en un nucléide stable. Deux modes de transmutation en **RNR*** sont envisagés : transmutation en mode **hétérogène*** et en mode **homogène***. **8, 14, 15, 40, 52, 57, 77, 90, 136, 156, 158, 167, 169, 171, 172, 193, 194, 196, 200, 201, 204, 206.**

Tube hexagonal (TH) : enveloppe extérieure de l'**assemblage combustible*** d'un réacteur à neutrons rapides. **29, 43, 49, 131, 136, 139, 140, 143, 144, 165.**

ULOF : incident de dimensionnement des réacteurs rapides sodium qui correspond à la perte de débit de **caloporteur*** primaire, sans chute de barres. **190.**

ULOHS : incident de dimensionnement des réacteurs rapides sodium qui correspond à la perte de source froide, sans chute de barres. **190.**

Wastage : voir **Érosion-corrosion locale***.

Table des matières

Préface	5
Introduction	7
Pourquoi des réacteurs rapides refroidis au sodium ?	9
Pourquoi des Réacteurs à Neutrons Rapides (RNR) ?	11
Neutrons rapides ou neutrons thermiques ?...	11
Plutonium et réacteurs nucléaires	12
<i>Les raisons de la limitation du recyclage du Pu dans les réacteurs à eau</i>	12
L'intérêt des réacteurs rapides	13
<i>La possibilité de multirecyclage du Pu</i>	13
<i>Possibilité d'utilisation de tout l'uranium naturel</i>	14
<i>Les conséquences sur le potentiel énergétique des ressources conventionnelles mondiales</i>	14
<i>L'optimisation des déchets nucléaires</i>	15
<i>La flexibilité des RNR dans la gestion des matières nucléaires</i>	16
Les réacteurs rapides : le complément des réacteurs à eau pour un nucléaire durable	16
Pourquoi le sodium ?...	17
Le cahier des charges d'un caloporteur* de réacteurs rapides	17
Les options possibles pour le caloporteur	18
Les propriétés physiques et chimiques du sodium	23
Un métal bien connu	23
Propriétés physiques	24
Propriétés chimiques	26
Propriétés neutroniques	27
Conception des réacteurs rapides refroidis au sodium	29
Principes généraux de conception	31
Un circuit secondaire en sodium	31
Réacteur intégré ou à boucles ?...	32
L'organisation du circuit primaire : collecteur chaud /collecteur froid	33
Sommier et platelage	34
Organisation des cuves : refroidies ? Posées ? Pendues ? Refroidissement / protection de la cuve principale	35
La dalle	36
L'organisation du circuit secondaire	36
Et l'évacuation de la puissance résiduelle ?	36
Et si on remplaçait l'eau par le gaz ?	36
La manutention des assemblages combustibles	37
La mitigation des accident graves	37
Quelle puissance ?	37
Réacteur <i>breeder</i> ou <i>burner</i> ?	38
Des choix largement liés à l'évolution des critères de sûreté	38
Conception du cœur d'un RNR	39
La physique du cœur d'un RNR	39
Les coefficients de contre-réaction	40

<i>L'effet Doppler</i>	40
<i>L'effet de vidange du sodium</i>	40
<i>Les effets mécaniques de dilatation/compaction du cœur</i>	41
Pilotage d'un cœur de réacteur rapide	42
<i>La proportion de neutrons retardés (ou bêta effectif)</i>	42
<i>La perte de réactivité et le contrôle du cœur</i>	42
L'architecture d'un cœur rapide	43
<i>Le choix du combustible</i>	43
<i>Définition de l'assemblage combustible</i>	43
<i>Définition des assemblages fertiles (ou transmutateurs)</i>	43
<i>Protection neutroniques latérales et stockages internes</i>	43
<i>Bilan de l'architecture globale d'un cœur rapide</i>	43

Historique et bilan de fonctionnement des RNR-Na

Historique des RNR-Na	47
La trilogie française	47
<i>RAPSODIE</i>	47
<i>PHÉNIX : La première période de fonctionnement</i>	48
<i>SUPERPHÉNIX</i>	49
<i>L'après SUPERPHÉNIX</i>	51
<i>Fonctionnement final de PHÉNIX</i>	51
Les réacteurs rapides sodium dans le monde	52
Le bilan de fonctionnement des RNR-Na dans le monde	55
BN 350	55
PFR	55
MONJU	55
PHÉNIX	56
<i>Fonctionnement du réacteur PHÉNIX de 1974 à 1990</i>	56
<i>Fonctionnement du réacteur de 2004 à 2009</i>	56
SUPERPHÉNIX	57
BN 600	59
<i>Comparaison des taux de disponibilité de BN 600 et du réacteur à eau de Tricastin I</i>	59
Un bilan global mitigé	59
Bilan des incidents survenus sur les RNR sodium	61
Les incidents sur les réacteurs rapides : une information très partagée à l'international	61
Les principaux incidents survenus et le retour d'expérience correspondant	61
<i>Fonctionnement des générateurs de vapeur (réactions sodium-eau)</i>	61
<i>Fonctionnement des composants primaires (pompes et échangeurs)</i>	63
<i>Le fonctionnement de la manutention</i>	63
<i>Les fuites ou transferts intempestifs de sodium</i>	63
<i>Les entrées d'air ou d'impuretés</i>	64
<i>Les expériences sur le combustible et les ruptures de gaines</i>	65
<i>Fonctionnement et pilotage neutronique/ variation de réactivité</i>	65
<i>Problèmes de matériaux</i>	66
<i>Les aérosols sodium</i>	66
<i>Le bouchage d'assemblage combustible</i>	66
Un retour d'expérience précieux	67
L'expérience de démantèlement des réacteurs rapides sodium	69
Les spécificités du démantèlement d'un réacteur rapide sodium	69
<i>Le lavage des assemblages</i>	69
<i>Le lavage/démontage des composants</i>	69
<i>Le traitement du sodium des circuits et du sodium résiduel</i>	69
<i>Le traitement de l'ensemble des circuits ayant contenu du sodium</i>	70
<i>Les dispositions pour les pièges contenant des produits actifs</i>	70

Le point sur le démantèlement d'un certain nombre de réacteurs	70
<i>Les réacteurs américains : EBR1, EBR2, FFTF...</i>	70
<i>Les réacteurs anglais : PFR et DFR</i>	71
<i>Les réacteurs russes : BOR 10 et BN350</i>	71
<i>Le réacteur allemand KNK II</i>	72
Le cas du réacteur SUPERPHÉNIX I	72
Une expérience partagée	75

Sûreté et Environnement

La sûreté des RNR-Na	79
L'évacuation de la puissance résiduelle	79
<i>L'évacuation de la puissance résiduelle sur SUPERPHÉNIX</i>	80
Mécanique dynamique du cœur, sensibilité au gerbage	81
L'effet de vidange sodium	81
Les fuites de sodium	82
La réaction sodium-eau	83
La détection de la réaction sodium-eau	84
La sûreté : un défi pour les réacteurs rapides sodium du futur	85
Les avantages environnementaux des RNR-Na	87
La dosimétrie	87
Les rejets gazeux	87
La production de tritium	88
Les rejets liquides	89
Les déchets solides	90
L'eau de refroidissement	90
<i>L'impact chimique</i>	90
<i>L'impact thermique</i>	90
Le cycle du combustible et déchets nucléaires	90
Un bilan favorable pour les réacteurs rapides sodium	90

La technologie des RNR-Na

La technologie des RNR-Na	93
La système de conversion d'énergie des RNR-Na	95
Les circuits intermédiaires	95
Le générateur de vapeur	96
<i>Classification par la conception des tubes d'échange</i>	96
<i>Classification selon la taille des appareils</i>	96
<i>Classification selon le choix du matériau des tubes</i>	97
<i>Classification des générateurs de vapeur à corps séparés ou non</i>	98
<i>Approches et stratégies vis à vis du risque de réaction sodium-eau dans un générateur de vapeur</i>	98
<i>Conséquences d'une réaction sodium-eau dans un générateur de vapeur</i>	98
<i>Objectifs de sûreté vis à vis de la réaction sodium-eau dans un générateur de vapeur</i>	99
<i>Prévention d'une réaction sodium-eau</i>	100
<i>Détection d'une réaction sodium-eau dans un générateur de vapeur</i>	100
<i>Mitigation d'une réaction sodium-eau dans un générateur de vapeur</i>	100
<i>Retour d'expérience d'incidents de réaction sodium-eau</i>	101
<i>Le générateur de vapeur : un composant de conception délicate</i>	101
Le système de conversion d'énergie sodium-gaz : une alternative au système de conversion d'énergie eau-vapeur	102
Les composants principaux des réacteurs rapides sodium	105
Les pompes mécaniques primaires et secondaires	105
Les échangeurs intermédiaires	106
Le bouchon couvercle cœur	106
Les barres de commande	108
Les autres composants	108
Des composants dont la conception peut encore évoluer...	109

La chimie du sodium	111
Les outils de mesure dédiés à la chimie	111
<i>Les indicateurs de bouchage</i>	111
<i>Les dispositifs de mesure de la teneur en hydrogène dans le sodium secondaire</i>	112
<i>Oxygène-mètres, tritium-mètres</i>	112
<i>Les systèmes de prélèvement</i>	113
La purification du sodium : les pièges froids	113
Phénomènes chimiques en jeu et retour d'expérience	115
<i>L'activation du sodium primaire</i>	115
<i>Le piégeage du tritium</i>	116
<i>Corrosion et transferts de masse</i>	116
<i>La pollution du sodium primaire à la suite des ruptures de gaine</i>	116
Vers une meilleure maîtrise de la chimie du sodium dans les réacteurs rapides	116
La technologie sodium	119
La détection de fuites sodium	119
Mesure des températures, débits et niveaux	120
<i>Les mesures de température</i>	120
<i>Les mesures de débit</i>	120
<i>Les mesures de niveaux</i>	121
L'instrumentation chimique et radiochimique	121
<i>La détection hydrogène</i>	122
La robinetterie sodium	122
Le lavage / décontamination	123
<i>Lavage</i>	123
<i>Décontamination</i>	123
Les problèmes causés par les transferts de sodium en phase gaz	124
<i>La formation d'aérosols</i>	124
<i>Les problèmes créés par les dépôts d'aérosols</i>	124
<i>Les thermosiphons dans les traversées</i>	124
<i>Les systèmes de séparation du sodium</i>	124
La purification du gaz par barboteur NaK	125
La tribologie sodium	125
Une technologie sodium à maintenir pour le futur	125
Les progrès de l'inspection en service	127
La spécificité des techniques et procédés utilisés pour inspecter les RNR-Na	127
Une comparaison avec les dispositifs utilisés sur les réacteurs à eau	127
Méthodologie et définition de l'inspection en service nécessaire	128
La surveillance continue	128
<i>Les réseaux de Bragg pour l'instrumentation des réacteurs RNR-Na</i>	130
Les contrôles périodiques	132
Les matériaux du réacteur rapide sodium	135
Composants, conditions de service et matériaux	135
<i>Structures hors cœur</i>	135
<i>Structures de cœur</i>	136
Comportement des matériaux de structures hors cœur	137
<i>Propriétés de fluage, fatigue et fatigue-relaxation</i>	137
<i>Compatibilité physico-chimique avec le sodium</i>	138
Comportement des matériaux de cœur	139
<i>Historique de la R&D développée en France sur les matériaux de cœur rapide ayant abouti à l'actuel AIM1 et préparé l'émergence d'une nouvelle R&D</i>	139
Matériaux avancés pour cœurs filière: les aciers ODS	141

Le combustible des RNR-Na	143
Le système combustible des RNR-Na	143
<i>Les exigences de conception</i>	143
<i>L'assemblage</i>	143
<i>L'aiguille</i>	143
<i>Le combustible</i>	145
Bilan des connaissances	145
<i>Les conditions de fonctionnement d'une aiguille RNR-Na</i>	146
<i>L'oxyde</i>	146
<i>Les carbures et nitrures</i>	150
<i>Les alliages métalliques</i>	151
Oxyde ? métal ? carbure ? nitrure ? le choix est encore ouvert	152
Le cycle du combustible des réacteurs à neutrons rapides	155
Les réacteurs à neutrons rapides (RNR) et leur cycle du combustible pour un nucléaire plus économe des ressources naturelles, et plus propre	155
Réacteurs à eau, réacteurs rapides et cycle du combustible : un système intégré	157
Réacteurs à neutrons rapides et cycle du combustible sont indissociables	157
Réacteurs à neutrons rapides et réacteurs à eau sont complémentaires	157
Les scénarios de déploiement de la filière « rapide »	158
Flexibilité et complémentarité	159
L'expérience de traitement des combustibles des réacteurs rapides sodium	161
L'expérience française de traitement des combustibles d'oxyde d'uranium et de plutonium des réacteurs à neutrons rapides	161
<i>L'expérience sur l'atelier AT1 de La Hague</i>	161
<i>L'expérience de retraitement à l'APM</i>	162
<i>L'expérience de retraitement dans l'usine UP2-400 de La Hague</i>	165
Bilan du retour d'expérience français sur les opérations de retraitement	165
<i>Le démantèlement des assemblages</i>	165
<i>Le cisailage des aiguilles</i>	165
<i>La dissolution du combustible</i>	165
<i>La clarification</i>	166
<i>Les cycles d'extraction</i>	166
<i>Les déchets</i>	166
<i>Un retour d'expérience unique au monde</i>	166
<i>La fabrication du combustible « rapide »</i>	167
Les alternatives au combustible oxyde mixte RNR	167
Une alternative à l'hydrométallurgie* : le retraitement des combustibles métalliques des réacteurs à neutrons rapides par pyrométallurgie*	168
Une faisabilité acquise, des variantes possibles	169
La transmutation des actinides mineurs dans les réacteurs à neutrons rapides	171
Le choix des corps à transmuter	171
La physique de la transmutation en réacteur	172
Les différents modes de transmutation	173
La qualification des concepts pour la transmutation	174
<i>Des premiers essais encourageants</i>	174
<i>Le redémarrage de PHÉNIX pour une campagne dédiée d'essais de transmutation dans un RNR</i>	174
<i>Des essais à poursuivre</i>	175
Les impacts de la transmutation sur les installations du cycle du combustible	175
La transmutation : passer de la recherche à l'industrie ?	176

Projets pour le futur	177
Les enjeux de la 4 ^e génération de centrales nucléaires	177
Les réacteurs en construction ou en projet dans le monde	179
Les réacteurs russes BN 800, BN 1200 et MBIR	179
<i>BN 800</i>	179
<i>BN 1200</i>	180
<i>MBIR</i>	180
Les réacteurs indiens PFBR et FBR	181
Le réacteur japonais JSFR	181
Le réacteur coréen PGSFR	183
Le réacteur chinois CEFR et le projet CFR 600	184
Les petits réacteurs modulaires	184
<i>Le réacteur 4S</i>	185
<i>Le Projet SMFR</i>	185
Récapitulatif des réacteurs rapides sodium en projet ou en construction dans le monde	186
Un intérêt soutenu dans le monde	186
Le projet ASTRID (juin 2013)	189
Le cahier des charges du réacteur ASTRID	189
Les orientations de conception d'ASTRID	190
<i>La prévention de la fusion du cœur</i>	190
<i>La prise en compte d'un accident de fusion du cœur</i>	191
<i>L'inspectabilité des structures en sodium</i>	191
<i>La diminution des risques liés à l'affinité du sodium avec l'oxygène</i>	192
<i>Diminution de la durée des arrêts</i>	193
<i>La transmutation dans ASTRID</i>	193
<i>La maîtrise du coût</i>	194
L'organisation du projet ASTRID	194
Le calendrier et les principales échéances	195
L'économie des réacteurs rapides sodium	197
Le coût d'investissement d'un RNR-Na par rapport à celui d'un REL	197
Les ressources en uranium naturel	198
<i>Le cas du thorium</i>	198
<i>Prospective de consommation d'uranium dans le monde et durabilité correspondante</i>	198
<i>Evolution du prix de l'Uranium naturel à long terme et date de compétitivité des RNR</i>	199
La part du coût du plutonium sur la compétitivité des RNR	200
L'utilisation des RNR pour mieux boucler le cycle du combustible MOX	200
Gestion des déchets : le coût de la transmutation dans un RNR / le gain sur le stockage final	200
Les autres critères de développement des RNR	201
Les réacteurs rapides, voie d'avenir pour rendre le nucléaire durable	201
Conclusion	203
Des premiers réacteurs à neutrons rapides à ceux d'aujourd'hui	203
Le choix du caloporteur : du mercure au NaK puis au sodium	203
Fermer le cycle du combustible	203
Atouts et contraintes spécifiques du sodium comme caloporteur	205
Perspectives d'avenir pour les RNR sodium en France :	
projets à moyen terme et recherche à plus long terme	206
Les déploiements des RNR sodium : défis et perspectives	207
Glossaire-index	209

Ont collaboré à cet ouvrage :

Catherine Andrieux,
François Baqué,
Bernard Bonin,
Bernard Boullis,
Céline Cabet,
Frank Carré,
Philippe Dufour,
François Gauché,
Jean-Paul Grouiller,
Joël Guidez (Responsable de thème),
Jean-Philippe Jeannot,
Christian Latgé,
Marion Le Flem,
Pierre Le Coz,
Laurent Martin,
Michel Masson,
Gilles Mathonnière,
Jean-Guy Nokhamzon,
Michel Pelletier,
Gilles Rodriguez,
Manuel Saez,
Jean-Louis Séran,
Frédéric Varaine,
Alain Zaetta.

... et, bien sûr, l'ensemble des membres du Comité scientifique
des monographies DEN :

Bernard Bonin (Rédacteur en chef), Georges Berthoud,
Gérard Ducros, Damien Féron, Yannick Guérin, Christian Latgé,
Yves Limoge, Gérard Santarini, Jean-Marie Seiler, Étienne Vernaz
(Directeurs de Recherche).

Alors que le nucléaire civil connaît un véritable regain d'intérêt, il faut savoir aussi exactement que possible de quoi on parle, qu'il s'agisse du nucléaire proprement dit ou des sciences et techniques qui lui sont associées. Pourtant, les documents de synthèse de bon niveau scientifique sur ce type d'énergie sont rares... Pour combler cette quasi-lacune et donner à ses travaux l'éclairage qu'ils méritent, le Commissariat à l'énergie atomique (CEA) dresse, sous forme de courtes monographies, un tableau complet des recherches en cours dans le domaine de l'énergie nucléaire civile.

Celles-ci étant pluridisciplinaires et de nature diverse, la série de monographies du CEA explore et synthétise des thèmes aussi différents, mais complémentaires, que les réacteurs du futur, le combustible nucléaire, les matériaux sous irradiation ou les déchets nucléaires...

S'adressant à la fois à des scientifiques dont ce n'est pas le domaine de compétence, mais qui sont en quête d'information, et à un plus grand public curieux de son environnement technologique présent et futur, les monographies du CEA présentent les résultats récents de la recherche dans leur contexte et avec leurs enjeux.

Les réacteurs nucléaires à caloporteur sodium

Le premier réacteur nucléaire à produire de l'électricité a été, en 1951, un réacteur à neutrons rapides refroidi par du métal liquide. Par la suite, dix-neuf réacteurs rapides, utilisant le sodium comme fluide caloporteur, ont été construits comme réacteurs expérimentaux, puis comme réacteurs de puissance. On trouvera dans cette monographie la description de cet historique et du retour d'expérience technique accumulé par ces réacteurs, dont les trois réacteurs français : RAPSODIE, PHÉNIX et SUPERPHÉNIX : conception, matériaux, mesures, instrumentation, inspection en service, composants, bilans de fonctionnement, etc.

Les principes de conception de ce type de réacteur sont également explicités, mettant en valeur leurs considérables avantages potentiels : possibilité de brûler tout l'uranium, ce qui permettrait d'assurer l'approvisionnement électrique de la planète pour des millénaires ; possibilité de recycler tout le plutonium et l'uranium issus du retraitement en bouclant le cycle du combustible, ce qui minimiserait les déchets ultimes. Deux réacteurs rapides à sodium de forte puissance sont en construction : l'un en Inde et l'autre en Russie, et de nombreux projets sont à l'étude, dont le projet ASTRID, en France. Cette monographie donne l'état en 2013 de ces développements.

Le déploiement de cette technologie prometteuse est actuellement ralenti, en particulier à cause du surcoût à la construction de ces réacteurs, par rapport aux réacteurs de la filière à eau. Un chapitre technico économique analyse les perspectives de ce déploiement, en relation avec l'évolution de la ressource uranium.

22 €

ISBN 978-2-281-11675-5
ISSN 1950-2672

