

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.

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 les 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 encastrés. 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.

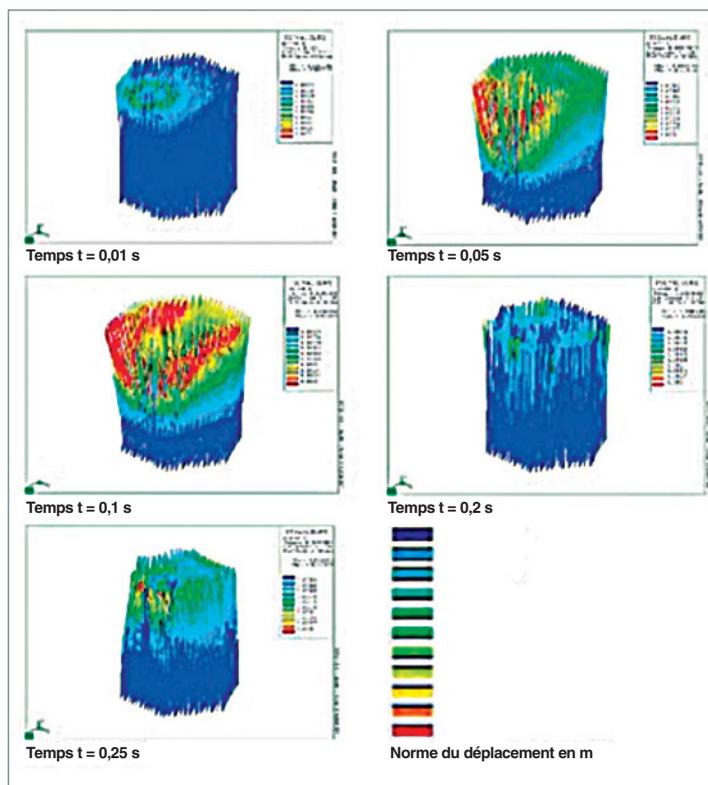


Fig. 92. Calcul du mouvement des assemblages combustibles du cœur, lors du passage d'une onde de pression (scénario AURN).

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.

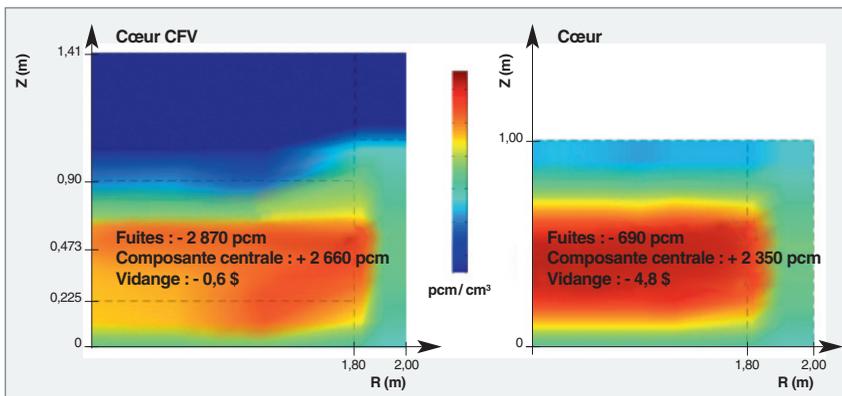


Fig. 93. Exemple de calcul comparatif de la répartition spatiale de l'effet de vidange (exprimé en pcm*/cm³) dans deux cœurs de RNR-Na de conception différente : cœur « homogène » et cœur « Faible effet de Vidange » (CFV) envisagés pour le réacteur ASTRID. Les chiffres de la figure (exprimés en pcm*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

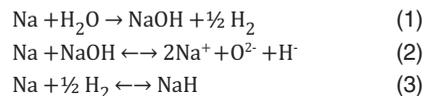
Pour chacun des circuits intermédiaires du réacteur, les tubes d'échange du Générateur de Vapeur (GV) constituent la seule barrière physique entre le sodium et l'eau. Les défauts d'étanchéité se traduisent par une réaction chimique entre le sodium et l'eau qui peut provoquer des dégâts importants. Les 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 :

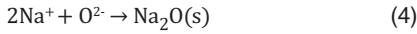


La réaction [1] est totale, instantanée, irréversible et fortement exothermique. Son enthalpie⁴ de réaction globale à 500 °C est égale à -162,4 kJ/mole. Si les concentrations respectives en O et H vérifient les conditions suivantes :

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

$[\text{O}]_{\text{sat}}$ 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-

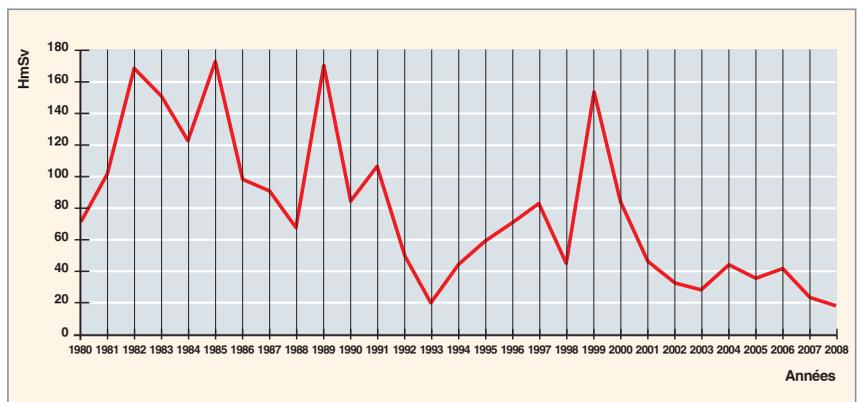


Fig. 98. Dose collective annuelle du personnel exploitant le réacteur PHÉNIX, de 1980 à 2008 (d'après réf. [3]).

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.

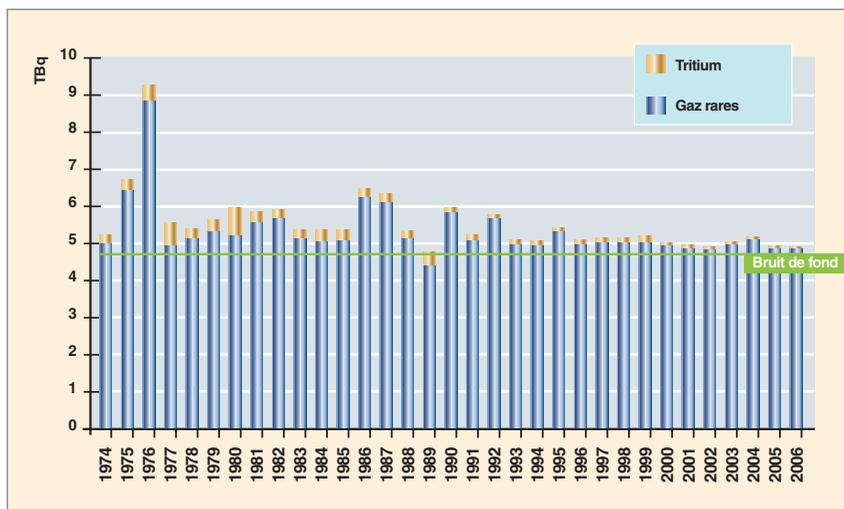
Cette valeur est plus faible que sur les réacteurs à eau sous pression qui utilisent de l'eau borée.

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.

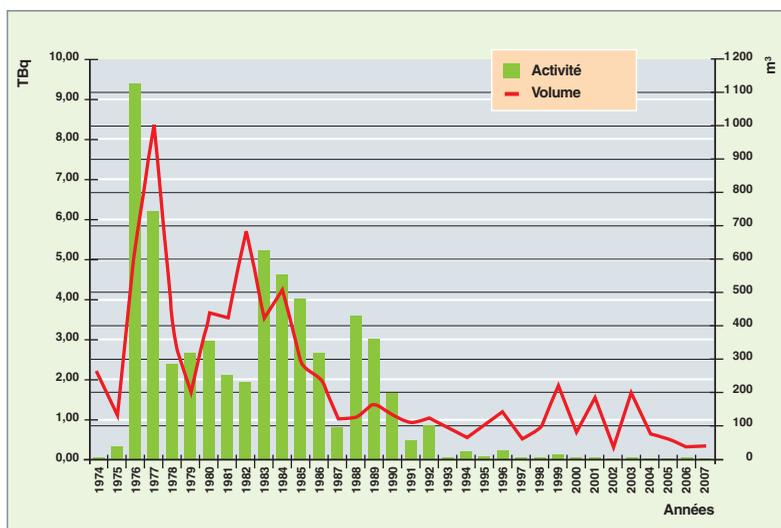


Fig. 101. Production annuelle d'effluents liquides sur PHÉNIX, de 1974 à 2007 [4].

- 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.

