

Annexe 17

La sûreté des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium

Point de vue de l'IRSN

Remarques liminaires

Il convient de rappeler que la priorité pour l'IRSN, expert public des risques nucléaires et radiologiques, est portée sur la sûreté du parc des centrales nucléaires actuelles (2^e génération) et sur celle du réacteur EPR (3^e génération) en construction sur le site de Flamanville.

Pour autant, le calendrier du projet ASTRID (remise d'un dossier des orientations de sûreté en 2012 et remise d'un dossier des options de sûreté en 2014) a été pris en compte par l'Institut qui s'est greffé en conséquence, mais en se limitant essentiellement aux réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium (ou RNR-Na, comme c'est le cas du prototype ASTRID). Pour les autres types de réacteur de 4^e génération (réacteurs à neutrons rapides refroidis au gaz, réacteurs à haute température refroidis au gaz), l'IRSN exerce une veille ou mène des actions très limitées dans le cadre de programmes cofinancés par la Commission Européenne.

S'agissant des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium, il est important de souligner que l'IRSN a acquis une très longue expérience dans le domaine de l'évaluation de leur sûreté et de la R&D associée, à travers notamment les études et analyses réalisées pour les réacteurs PHENIX et SUPERPHENIX.

Comme pour toutes les autres installations nucléaires, l'IRSN analysera pour le compte de l'ASN les dossiers de sûreté fournis par le futur exploitant et procédera à des études de contre expertise. Il interviendra dans les instances internationales au côté de l'ASN pour contribuer à harmoniser au plan international les objectifs de sûreté des réacteurs de 4^e génération (AIEA, OCDE/AEN). Par ailleurs, les travaux de R&D en support de la vérification des démonstrations de sûreté seront dans la mesure du possible menés dans un cadre international. Il s'agira dans un premier temps d'une R&D « court terme » pour le support à l'expertise du prototype ASTRID, qui sera à compléter par une R&D « long terme » dans un cadre « filière ».

Principales questions de sûreté à traiter

Une réflexion a d'ores et déjà été menée par l'IRSN sur le processus d'instruction technique du projet de prototype RNR-Na ASTRID, qui a conduit à un avis transmis en mars 2010 aux Tutelles et à l'ASN. Cette réflexion intègre le retour d'expérience des processus d'instruction suivis notamment pour les réacteurs EPR et RJH actuellement en construction, en mettant en lumière les aspects satisfaisants, les difficultés rencontrées, les écueils à éviter. Dans cette réflexion, l'établissement d'objectifs généraux de sûreté ainsi que l'utilité d'établir des « directives techniques », comme pour le réacteur EPR, sont abordés. L'IRSN pourra être force de proposition sur certains aspects (proposition d'objectifs généraux de sûreté, de manière similaire à ce qui avait été fait au début des années 1990 pour le réacteur EPR entre

l'IRSN et EDF, référentiel (textes, codes et normes...) et démarche pour l'analyse de sûreté). D'ores et déjà, un travail d'identification, parmi les « directives techniques » du réacteur EPR, de celles pouvant être applicables à d'autres filières de réacteurs que celle des réacteurs à eau sous pression (REP) a été effectué par l'IRSN ; toutefois, ce travail doit être approfondi et complété :

- sur certains aspects techniques spécifiques aux RNR-Na, tels que les risques liés au sodium ;
- sur certains aspects spécifiques de la démonstration de sûreté (notions, concepts, approches – telles par exemple que les démarches de fuite de tuyauterie avant risque de rupture), certains d'entre eux déjà mis en œuvre pour le réacteur SUPERPHENIX, ainsi que les projets « RNR 1500 » ou encore EFR (« European Fast Reactor ») ;
- pour intégrer l'ensemble des aspects ou « intérêts » visés dans la nouvelle réglementation issue de la loi TSN de 2006 ainsi que les exigences associées (arrêté INB...).

L'expertise reposera bien évidemment sur l'évaluation de la robustesse et du degré d'indépendance de chaque niveau de la défense en profondeur en tenant compte de la spécificité des RNR-Na. Cependant, **quatre aspects mériteront une attention particulière** pour évaluer la sûreté du réacteur :

- sa **sûreté intrinsèque** (comportement naturel du réacteur en cas de transitoire de réactivité, de perte de débit primaire et de perte de source froide) ;
- la **robustesse des systèmes de sécurité actifs** (performances et fiabilité de la détection et des moyens de mitigation) ;
- **l'efficacité et la qualification de systèmes passifs** qui devront être mis en œuvre aussi bien pour le contrôle de la réactivité que pour le refroidissement du cœur (mis en œuvre naturellement en cas d'évolution anormale des paramètres du cœur) : la mise en place de tels systèmes semblent indispensables si l'on se projette en 2040 à l'échéance du déploiement industriel ;
- le **comportement du réacteur en cas d'accident grave** (défaillance des systèmes précédemment cités).

L'expertise s'appuiera sur des collaborations avec les organismes de sûreté des pays qui se sont engagés dans le déploiement d'un parc de RNR-Na. Sont concernés principalement la Chine, l'Inde, la Russie et le Japon.

Des collaborations ont été établies avec des organismes similaires à l'IRSN pour les RNR-Na dans leur pays : CNPE (Chine), SEC-NRS (Russie), JNES (Japon) qui a transmis à l'IRSN, pour avis, un guide pour les évaluations liées au combustible. Des contacts ont également été pris avec BARC (Inde).

L'objectif de ces collaborations est de discuter des objectifs généraux de sûreté applicables pour les RNR-Na ainsi que des options de conception associées et des méthodes d'expertise mises en œuvre.

A) Aspects liés au combustible

L'absence de rupture de gaine du combustible en conditions normales et incidentelles de fonctionnement, doit demeurer l'objectif visé ; ce principe devrait être associé à celui de « réacteur propre » déjà utilisé pour les réacteurs PHENIX et SUPERPHENIX, selon lequel les éventuels combustibles non étanches doivent être localisés et déchargés du cœur. De plus, l'absence de fusion significative à cœur dans les pastilles de combustible devrait être recherchée pour toutes les conditions de fonctionnement du domaine dit « du

dimensionnement », afin de renforcer, par rapport aux RNR-Na précédents, la prévention d'une fusion dans le cœur. Les aspects fondamentaux tels que :

- les marges par rapport à la rupture du matériau de gainage,
- les marges par rapport à la fusion du combustible,
- les marges par rapport à l'ébullition du sodium (pour éviter l'assèchement de la gaine),
- l'inventaire de produits de fission en fin de vie dans les gaines, susceptible d'être transférés dans le sodium primaire,

seront à traiter.

Le combustible de référence est « l'oxyde mixte », (U, Pu)O₂, déjà utilisé pour les réacteurs tels que les réacteurs PHENIX et SUPERPHENIX. Néanmoins, l'impact d'un certain nombre d'évolutions sur la sûreté (et notamment sur les quatre aspects précités) seront à examiner :

- nouveau procédé de fabrication (COEX au lieu de PUREX) ;
- plus haut taux de combustion (15 at% sont visés) ;
- présence d'actinides mineurs ;
- température élevée du combustible jusqu'en fin d'irradiation ;
- utilisation de nouveaux aciers de gainage (ferritiques-martensitiques à dispersion d'oxydes) ;
- dose d'irradiation du matériau de gainage plus élevée (150 dpa).

Le combustible « carbure », (U, Pu)C, est une option alternative envisagée en France. Ce combustible présente néanmoins un risque accru d'interaction mécanique combustible-gaine, qui est un frein à l'atteinte de forts taux de combustion, ainsi que d'interaction thermodynamique plus violente en cas de mise au contact du sodium. Il convient de noter que ce type de combustible équipe le RNR-Na indien FBTR (« Fast Breeder Test Reactor ») depuis 1996. Très peu de données sont actuellement disponibles et un effort important de R&D en matière de sûreté serait à prévoir si ce combustible était choisi.

L'utilisation de combustible métallique (alliage d'uranium, de plutonium et de zirconium) est aussi une option développée dans certains pays (États-Unis, notamment) ; elle a fait l'objet d'expériences pour la transmutation dans le réacteur PHENIX (expériences METAPHIX). Un tel combustible nécessiterait un procédé de retraitement spécifique (pyrométallurgie) qui n'a pas été développé en France. Il convient de souligner que ce combustible présente un risque de réaction avec les aciers de gainage pour former des composés (eutectiques), se traduisant par un abaissement de la température de fusion de la gaine du combustible.

B) Aspects liés à la physique des cœurs et au contrôle neutronique

Au plan de la sûreté, les cœurs de futurs RNR-Na devront évidemment pouvoir bénéficier de contre-réactions neutroniques satisfaisantes et être contrôlables (mesures neutroniques, surveillance des températures du sodium dans les assemblages, etc.). Les aspects suivants seront notamment à traiter :

- outils de simulation : adéquation à bien traiter les hétérogénéités, le couplage neutronique-thermique (ERANOS, puis APOLLO 3 qui permettra de réaliser des calculs 3D hétérogènes) ;
- optimisation des coefficients de cinétique, des effets neutroniques de « vide » de sodium,
- bases de conception des absorbants (nombre, emplacements, poids neutronique, marges de sous-criticité dans diverses configurations, y compris lors des phases de chargement et déchargement du cœur, etc.) ;
- redondance et diversification des systèmes de contrôle de la réactivité (notamment la possibilité d'utilisation de systèmes passifs) ;

- répartition de la puissance dans le cœur ;
- capacité des chaînes de mesures neutroniques à détecter les effets globaux ou locaux dans le cœur susceptibles de présenter un risque, dans les différents états de fonctionnement du réacteur (à noter que, dans ce cadre, la possibilité d'installer, en complément aux chambres neutroniques hors cuve, des chambres en cuve est actuellement étudiée par les industriels) ;
- puissance résiduelle.

Ceci pour des cœurs de forte hétérogénéité en termes de composition, avec un fort couplage neutronique-thermique en fonctionnement, ainsi que la présence d'actinides mineurs.

On rappelle que le risque d'augmentation intempestive de la puissance en cas de « vide » de sodium dans certaines zones du cœur (« effet de vide » positif), par ébullition, vidange ou encore passage de gaz, est l'un des éléments décisifs qui ont présidé en France à certains choix de conception pour les réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium. Des dispositions ont été prises par les concepteurs pour éviter une ébullition importante du sodium, un entraînement de gaz dans le cœur ou encore le dénoyage de celui-ci en cas de fuite de la cuve principale.

La question des risques liés aux « effets de vide » du sodium a été réexaminée après les arrêts automatiques du réacteur PHENIX survenus en 1989 et 1990, dont l'origine reste inexplicée. Il a pu toutefois être montré par des essais effectués sur le réacteur que les arrêts automatiques survenus n'étaient pas liés à des insertions de réactivité positive par « effet de vide » (essais d'injection de gaz dans le cœur).

Les projets « RNR 1500 » et EFR ont été développés avec le souci de concevoir des cœurs de réacteur permettant de réduire autant que possible les « effets de vide » positifs. Cet objectif est actuellement retenu par les industriels français.

Concernant la puissance résiduelle, le retour d'expérience des réacteurs PHENIX et SUPERPHENIX a mis en lumière un fort besoin de progresser dans la fiabilité des calculs d'évaluation de cette puissance. Il convient de rappeler que des réévaluations de puissances résiduelles ont conduit, pour le réacteur SUPERPHENIX, à devoir ajouter des systèmes supplémentaires d'évacuation de la puissance résiduelle (échangeurs RUR) et, pour le réacteur PHENIX, à réduire la puissance de fonctionnement. Une cause commune de ces sous estimations a été, dans les deux cas, la non-prise en compte du neptunium.

C) Risque de fusion du cœur et confinement

Compte tenu notamment des effets neutroniques spécifiques aux RNR-Na et explicités ci-dessus, un accident de fusion du cœur a été pris en compte pour la conception des réacteurs PHENIX et SUPERPHENIX, ceci conduisant notamment à certaines exigences de résistance pour le circuit primaire (cuve principale du réacteur et sa fermeture supérieure (dalle)). De plus, dans le but de renforcer la fonction de confinement du réacteur SUPERPHENIX en cas de fusion du cœur, ce réacteur a été équipé d'un récupérateur de matériaux fondus à l'intérieur de la cuve principale, option qui a été également retenue pour les projets « RNR 1500 » et EFR.

Actuellement, les options de sûreté à l'égard du risque de fusion du cœur restent ouvertes et feront prochainement l'objet de discussions avec l'Autorité de sûreté nucléaire. Il paraît difficilement envisageable que, eu égard notamment à toutes les orientations proposées à l'international en matière d'objectifs de sûreté pour les réacteurs du futur, la fusion du cœur puisse être écartée des bases de conception du confinement. Néanmoins, certaines hypothèses concernant les conséquences de la fusion du cœur (énergie mécanique induite, notamment)

pourraient être revues de façon moins contraignante que pour les réacteurs à neutrons rapides précédemment exploités ou étudiés en France.

Les aspects suivants seront à traiter :

- séquences enveloppes à retenir (en explorant divers types : introductions brutales de réactivité dans le cœur, pertes de débit primaire, perte de moyens d'évacuation de la puissance résiduelle (qui peuvent conduire à une fusion précoce ou différée selon le cas, avec des conséquences différentes¹)) ;
- l'énergie thermique « déposée » dans le cœur lors des transitoires correspondants,
- les possibilités d'interactions thermodynamiques locales ou globales entre les matériaux fondus et le sodium, ainsi que les conséquences (cas de charge, vérification des exigences fonctionnelles requises) pour les équipements (cuve principale, fermeture supérieure, échangeurs de refroidissement ultime, récupérateur interne, etc.) ;
- les transferts de produits radioactifs dans les circuits (notamment dans le circuit d'argon du ciel de pile, voie prépondérante de rejet), dans l'enceinte, ainsi que les termes sources,
- la relocalisation des matériaux fondus (coulée, gel, interaction thermodynamique avec le sodium, formation de lits de débris, etc.) et les risques de recriticité ;
- la possibilité de refroidissement post-accidentel de matériaux accumulés dans un récupérateur.

Pour ce qui concerne la prévention d'une fusion du cœur, à partir d'événements initiateurs, les aspects suivants seront à traiter :

- remontée intempestive de barre(s) absorbantes(s) : prévention, capacité du système de protection à détecter suffisamment tôt l'événement (par le contrôle de la réactivité notamment), risque de fusion du combustible, risque de propagation de la fusion en cas de rupture fortuite de l'une des gaines concernées, optimisation des moyens de détection et de limitation des conséquences ;
- pertes de débit primaire : inertie des pompes primaires, architecture et conception de l'alimentation du cœur (tuyauteries de la liaison pompe-sommier), etc. ;
- bouchages locaux : prévention, adéquation des moyens de détection et de limitation des conséquences pour limiter autant que possible l'ampleur d'une zone fondue et la maintenir dans une configuration refroidissable ;
- bouchage total instantané, au démarrage ou en fonctionnement d'un assemblage: prévention, éventuellement dans un objectif d'exclusion (par « élimination pratique ») ; si cet accident est conservé pour la démonstration de sûreté, amélioration des moyens de détection pour limiter l'extension de la fusion aux assemblages voisins et écarter de façon définitive le risque de criticité ;
- passage de gaz dans le cœur : optimisation de la conception du circuit primaire et des composants² pour réduire autant que possible les volumes de gaz et le risque d'entraînement dans le cœur, éventuellement dans un objectif d'exclusion.

¹ Ruine différée de la cuve principale par fluage thermique dans les cas de perte totale des moyens d'évacuation de la puissance résiduelle.

² Par exemple des échangeurs intermédiaires sans cloche de gaz pour séparer le sodium chaud du sodium froid.

D) Aspects liés au sodium

Sodium des circuits secondaires

Le remplacement du sodium dans les circuits secondaires par un métal liquide ne réagissant ni avec l'air ni avec l'eau est une option évoquée par les industriels (alliage Pb-Bi). Si elle était adoptée, les considérations développées ci-après seraient évidemment à reconsidérer.

Il est apparu nécessaire a posteriori, après la mise en exploitation des réacteurs PHENIX et SUPERPHENIX, que la conception des locaux tienne compte des risques associés à une pulvérisation de sodium à la suite d'une brèche dans une tuyauterie de circuit secondaire, qui pourrait conduire à des surpressions rapides significatives ainsi qu'à un échauffement des parois, pouvant mettre en cause leur tenue, avec le risque supplémentaire de dégagement d'eau du béton et de combustion ou d'explosion d'hydrogène (effets plus sévères que ceux de simples feux de sodium « en nappe »). Des solutions techniques adaptées ont été mises en place. De façon générale, l'objectif visé était de faire en sorte qu'un feu de sodium dans un local, sur l'une des boucles de sodium secondaire, ne conduise, par propagation du feu ou explosion d'hydrogène, à perdre les autres boucles, éventuellement les systèmes de refroidissement de secours (boucles BPR et RUR dans le cas du réacteur SUPERPHENIX) et empêche la chute des barres absorbantes en cas de déformation des « carters » de barres³.

Les aspects suivants seront à traiter :

- détermination des brèches à prendre en compte (diamètres équivalents, localisation, lois d'évolution temporelle des débits de fuite) ;
- prise en compte de la pulvérisation ;
- conditions d'inflammation, notamment le risque de retard à l'inflammation pour du sodium à « basse » température (100 °C-300 °C) ;
- conséquences du feu sur le très court terme (pic de pression) et le plus long terme (échauffement des parois, dépression lors du refroidissement avec le risque de réentrée d'air par des exutoires), tenue des locaux ;
- conception et localisation⁴, exigences fonctionnelles et dimensionnement des exutoires (section de passage, temps d'ouverture, qualification aux conditions de feux) ;
- risque hydrogène ;
- aspects liés à la ventilation (stratégie de conduite à tenir, adéquation des équipements de ventilation aux conditions de feux, automatismes, défaillances possibles, etc.) ;
- aérosols entraînés dans d'autres locaux (aérosols d'oxydes, aérosols d'imbrûlés) ;
- aérosols susceptibles d'être relâchés dans l'environnement (débits de rejets, types d'aérosols), impact de ces aérosols sur certains matériels situés à l'extérieur des bâtiments (groupes électrogènes, etc.), nocivité pour l'homme et l'environnement.

Les risques de réaction sodium-eau dans les générateurs de vapeur sont aussi à considérer ; ils peuvent :

- entraîner des chargements dynamiques importants dans les circuits secondaires (ondes acoustiques et transferts de masses), pouvant par exemple mettre en cause la tenue des tubes des échangeurs intermédiaires faisant partie de la deuxième barrière de confinement ;

³ L'installation de barres avec mécanismes en cuve, telles que le SAC (système d'arrêt complémentaire), a permis d'écarter ce risque.

⁴ Il conviendra évidemment d'éviter l'installation de clapets de surpression sur l'enceinte de confinement, ce qui avait dû être fait pour Superphénix *a posteriori*.

- induire éventuellement une réaction sodium-eau-air de grande ampleur, pouvant affecter par exemple l'enceinte de confinement du réacteur, si l'accident n'est pas maîtrisé très rapidement par des automatismes appropriés.

Ces deux aspects seront à traiter.

Concernant le deuxième point, des améliorations notables ont été mises en œuvre dans les réacteurs PHENIX et SUPERPHENIX, notamment en termes de possibilité de détection précoce de défauts dans les tubes des générateurs de vapeur. Néanmoins, le retour d'expérience du réacteur PFR en Angleterre et du réacteur PHENIX en France montre que ces systèmes de détection sont d'une exploitation délicate (la gravité de l'événement survenu en 1987 sur le réacteur anglais PFR, qui a conduit à la rupture de 40 tubes d'un générateur de vapeur, est liée au fait que le système de détection précoce était alors inhibé à la suite de dysfonctionnements fréquents). Enfin, l'identification d'un éventuel tube défaillant et le contrôle des tubes des générateurs de vapeur après réaction sodium-eau auraient présenté une difficulté pour le réacteur SUPERPHENIX, compte tenu de la conception des générateurs de vapeur de ce réacteur.

Sodium du circuit primaire

Dans les concepts « intégrés » et « à boucles », la conception du réacteur est adaptée pour réduire au maximum le risque de fuite et de feu de sodium primaire (purification intégrée dans le réacteur SUPERPHENIX, locaux « primaires » inertés, etc.), ce sodium pouvant contenir des produits radioactifs (y compris des isotopes du sodium). Seul un feu de sodium primaire dans le dôme situé sur la fermeture supérieure du réacteur SUPERPHENIX a été envisagé, pour le cas de la fusion du cœur, suite à l'explosion de vapeur dans la cuve principale et du fait des fuites possibles au niveau des traversées de la fermeture supérieure ; ce feu peut participer aux termes sources radiologiques de l'accident. Cet aspect sera à traiter, notamment dans l'hypothèse probable, pour le prototype ASTRID, d'absence de dôme⁵ sur la fermeture supérieure du réacteur.

E) Systèmes passifs et thermohydraulique

Dans la continuité des options déjà adoptées pour les réacteurs tels que les réacteurs PHENIX et SUPERPHENIX, la conception du RNR-Na devrait faire appel à des systèmes passifs, notamment pour l'évacuation de la puissance résiduelle. Toutefois, si la possibilité d'une convection naturelle a pu être démontrée pour certains circuits pris individuellement, elle n'a jamais pu être vérifiée de façon globale pour l'ensemble des circuits sollicités (situation qui pourraient résulter d'une perte totale des sources électriques externes) ; cette possibilité n'avait été évaluée que par calculs et l'essai récent de « fin de vie » du réacteur PHENIX n'a pas permis de démontrer qu'une convection naturelle généralisée pouvait s'enclencher. La possibilité de mise en œuvre d'une convection naturelle généralisée dans le cas d'un RNR-Na « à boucles » sera aussi à examiner. À noter l'importance de ce sujet, dans le cadre de la prévention d'une fusion lente du cœur.

Par ailleurs, l'expérience de la conception des réacteurs PHENIX et SUPERPHENIX a montré que, non seulement la détermination de la puissance résiduelle (voir plus haut) mais aussi la démonstration de sa bonne évacuation par le rayonnement thermique des cuves de ces réacteurs (vers des circuits en eau situés dans les puits de cuve, fonctionnant généralement en mode actif) n'est pas évidente. Ceci a conduit soit à installer des systèmes supplémentaires d'évacuation de la puissance résiduelle (cas du réacteur SUPERPHENIX), soit à réduire la puissance de fonctionnement autorisée (cas du réacteur PHENIX). En outre, l'émissivité des

⁵ En effet, la présence d'un dôme complexifie les opérations de manutention des gros composants.

structures peut évoluer significativement au cours du temps. Le maintien dans le temps des possibilités de transfert thermique par rayonnement devrait donc pouvoir être vérifié tout au long de l'exploitation d'un RNR-Na.

Seront ainsi à évaluer :

- les possibilités de convection naturelle dans le circuit primaire, dans les circuits secondaires, dans tous les circuits à la fois ;
- les possibilités d'évacuation de chaleur par rayonnement de structures, et leur pérennité dans le temps ;
- les risques induits sur les structures et composants (stratifications, formation de bras morts, dommages de fluage thermique, etc.) ;
- les risques de gel de sodium, associés aux procédures de conduite de certains équipements (vantelles d'échangeurs sodium-air, etc.).

De façon générale, une difficulté résidera dans la possibilité de valorisation de la convection naturelle au stade de la conception. Ceci nécessitera de disposer à moyen terme d'outils suffisamment élaborés pour pouvoir être considérés comme prédictifs.

F) Surveillance en service - Inspectabilité des structures

Du fait de la présence de sodium dans les circuits des RNR-Na et de son opacité, l'inspection en service de certains équipements présente des difficultés ; c'est le cas en particulier des structures internes du réacteur participant au supportage du cœur. Cette difficulté a été mise en exergue pour le réacteur PHENIX, dans les années 1990, dans le cadre de la demande du CEA de prolonger l'exploitation de ce réacteur après les arrêts d'urgence inexplicables par réactivité négative. Un dispositif automatisé et innovant de contrôle à distance, depuis l'extérieur de la cuve principale, a alors été développé dans un délai très court par le CEA et a permis d'obtenir des assurances suffisantes pour quelques cycles supplémentaires d'exploitation.

Des développements ont aussi été faits pour le réacteur SUPERPHENIX (dispositifs automatisés permettant de contrôler la cuve principale par l'extérieur (engin MIR) et les tubes des générateurs de vapeur).

Il est clair que, pour les RNR-Na, l'inspectabilité des structures est l'un des sujets majeurs sur lesquels des progrès devraient être accomplis. Ceci s'applique tant aux réacteurs « intégrés » qu'aux réacteurs « à boucles ».

Il convient donc que les industriels engagent des actions dans deux domaines : les possibilités d'amélioration des conditions d'inspection en service et de réparation par des choix de conception judicieux, le développement de moyens appropriés d'inspection en service (contrôles non destructifs en sodium, etc.), ceci incluant non seulement les capteurs mais aussi les outillages porteurs. Les aspects liés à la radioprotection des travailleurs seront à prendre en compte sur ces sujets.

A noter enfin que, d'ores et déjà, l'IRSN a appelé l'attention du Commissariat à l'Energie Atomique sur l'intérêt qu'il y aurait à ce que, lors du démantèlement du réacteur PHENIX, un programme d'inspection spécifique soit mis en œuvre pour caractériser l'état des structures importantes qui n'auront pas pu bénéficier d'un contrôle direct et approfondi pendant les 35 années d'exploitation du réacteur, comme demandé par l'ASN.

G) Études probabilistes de sûreté (EPS)

Le réacteur SUPERPHENIX, et le réacteur PHENIX dans une moindre mesure, ont fait l'objet d'évaluations probabilistes diverses (probabilité de défaillance des postes d'arrêt du

système de protection, de perte de l'évacuation de la puissance résiduelle, de fusion du cœur), tenant compte des possibilités de réparations compte tenu des « délais de grâce » disponibles avec les systèmes passifs mis en œuvre dans les RNR-Na. Le risque de fusion du cœur du réacteur SUPERPHENIX avait ainsi été évalué au début des années 1990, en intégrant de façon simplifiée les agressions possibles (internes et externes) des fonctions d'arrêt et d'évacuation de la puissance résiduelle (séisme⁶, incendie, etc.). La conclusion de cette évaluation faisait ressortir le poids important de la séquence de remontée intempestive de barre(s) absorbante(s).

Pour un futur RNR-Na, seront notamment à traiter :

- le rôle dévolu aux EPS : soutien à la conception, complément à la démonstration de sûreté de type « déterministe », etc. ;
- les données disponibles sur la fiabilité des matériels, les incertitudes associées à ces données ;
- le spectre d'initiateurs à considérer ;
- la fiabilité des systèmes passifs (refroidissement par convection naturelle, etc.) ;
- la prise en compte des possibilités de réparation compte tenu des délais de grâce disponibles pour les SFR ;
- dans le cadre d'EPS étendues jusqu'au calcul des conséquences en termes de rejets radioactifs, la fiabilité du refroidissement de matériaux accumulés dans un récupérateur et de certaines dispositions de limitation des conséquences d'accidents, notamment celles qui seront proposées par les industriels pour l'évacuation du combustible fondu hors des assemblages en cas de fusion d'assemblages ou du cœur.

H) Aspects liés à la sécurité

Pour la filière des RNR-Na, une sensibilité particulière aux actes de malveillance est associée aux quantités très importantes de sodium mises en jeu : le sodium est en effet un métal liquide chimiquement réactif avec l'air et avec l'eau. La prévention des actes susceptibles de conduire à une réaction sodium-eau-air généralisée est donc un élément important pour cette filière. Ceci devrait conduire les concepteurs à s'intéresser tout particulièrement aux systèmes participant aux fonctions fondamentales de sûreté, notamment l'arrêt de la réaction en chaîne et l'évacuation de la puissance résiduelle, en termes de redondance, séparation géographique et diversification.

De plus, une étude exhaustive des risques liés au sodium serait nécessaire (possibilités de réactions chimiques, éventuellement énergétiques, avec d'autres corps que l'eau et l'air : hydrocarbures par exemple).

Par ailleurs, par conception, il existe des niveaux libres de sodium dans les circuits primaires des RNR-Na, associés à des volumes de gaz (généralement de l'argon). Si la conception des futurs RNR-Na ne permet pas de supprimer les effets d'augmentation de puissance en cas de passage de gaz dans le cœur (« effets de vide » positifs), les possibilités d'entraînement volontaire de ces volumes de gaz vers le cœur devront faire l'objet d'une attention toute particulière.

Enfin, selon la sensibilité des futurs concepts des RNR-Na à une perte totale et prolongée des sources électriques (qui pourrait conduire à une augmentation de la température des

⁶ À cet égard, on rappelle pour les RNR-Na, d'une part que, du fait de l'absence de pression dans les circuits, les séismes font partie des chargements prédominants à prendre en compte pour leur conception, d'autre part que les réacteurs PHENIX et SUPERPHENIX ont bénéficié d'un arrêt d'urgence sur signal sismique ainsi que de mécanismes et de barres absorbantes diversifiés, permettant d'assurer la chute d'un nombre suffisant de celles-ci même en cas de déformation du cœur.

structures de supportage du cœur), une résistance appropriée des sources électriques aux actes de malveillance sera à rechercher.

Stratégie de R&D en support à l'analyse de sûreté

L'IRSN a conduit pendant plus de 25 ans d'importants programmes de recherche dans ses installations expérimentales situées à Cadarache, notamment dans les domaines :

- de la sûreté des combustibles des RNR-Na,
- des accidents de fusion de cœur,
- des accidents d'assemblage,
- des feux de sodium.

En particulier plus de 60 essais ont été réalisés dans le réacteur Cabri, aujourd'hui exploité par le CEA pour le compte de l'IRSN, dans le cadre de programmes internationaux réunissant autour de la France, les Etats-Unis, le Royaume Uni, l'Allemagne et le Japon. Plus de 60 essais de feu de sodium ont également été réalisés à grande échelle dans l'installation GALAXIE.

Ces recherches ont abouti à la constitution d'une base de données expérimentale très riche et toujours exploitable, et au développement de logiciels de calcul, capitalisant les connaissances acquises et permettant d'évaluer les conséquences d'accidents à l'échelle d'un réacteur. Ces recherches se sont interrompues en 1997 avec la décision d'arrêter le réacteur SUPERPHENIX.

Les objectifs visés pour les actions de recherche et de développement engagées par l'IRSN sont les suivants :

- reconstitution du niveau de connaissances et des compétences ;
- définition et élaboration de programmes de recherche complémentaires.

Ils se déclinent suivant les questions de sûreté évoquées dans le chapitre précédent et consistent dans un premier temps à se réappropriier les connaissances et codes de calcul développés il y a plus de dix ans. Dans un second temps, afin d'assurer la pérennité de ses outils de calcul, l'IRSN envisage d'intégrer les modèles physiques spécifiques aux RNR-Na dans les logiciels de calcul des accidents des réacteurs à eau sous pression, plus récents et donc plus avancés, faisant ainsi de ces logiciels des outils de calcul multifilière. Cette stratégie présente plusieurs avantages :

- elle conduit à la mutualisation d'éléments logiciels et de fait à une économie de ressources en termes de développement mais aussi et surtout de maintenance ;
- la prise en main du logiciel pour son application à la filière des RNR-Na sera facilitée pour les utilisateurs disposant d'une expérience du logiciel pour une autre filière ;
- la potentialité à traiter plusieurs types de filières sera un atout pour la promotion internationale de l'outil et sa valorisation.

Les réflexions préalables au lancement de programmes de recherche complémentaire se déroulent dans un cadre international. On peut citer notamment les actions suivantes :

- le recensement des besoins de recherche en sûreté et des installations expérimentales disponibles pour entreprendre ces recherches : « Task Force » TAREF de l'OCDE pilotée par la NRC et l'IRSN ;
- l'identification des séquences accidentelles et des priorités en matière de recherche : action concertée CP-ESFR, co-financée par la Commission européenne et pilotée par le CEA.

Ainsi, la « Task Force » TAREF de l'OCDE a conclu que les priorités en matière de R&D concernaient la connaissance :

- du comportement des nouveaux types de combustible en irradiation et en situation incidentelles (effets de l'irradiation sur les marges à rupture et à fusion) ;
- des accidents d'endommagement des cœurs de nouvelle conception (cœur hétérogène, cœur « diablo ») ;
- des accidents d'assemblage ;
- des phénomènes d'établissement de boucles de convection naturelle dans les différents circuits de refroidissement du cœur.

Elle a également constaté l'absence de moyens d'irradiation en condition RNR-Na de nouveaux concepts de crayon de combustible et d'installations permettant de simuler des transitoires accidentels. Elle a conclu que le réacteur Cabri, exploité par le CEA pour le compte de l'IRSN constituait l'outil le plus approprié pour réaliser les principales recherches relatives au comportement du combustible en situation accidentelle et à la fusion du cœur, grâce notamment à la grande variété de transitoires accidentelles qui peuvent être reproduits à partir de conditions nominales de fonctionnement (variation rapide de puissance avec réduction ou non de débit), et à l'existence d'un système de mesure unique, un hodoscope, qui permet de visualiser les mouvements les plus infimes de combustible. Il convient à cet égard de souligner que, suite à l'enrichissement élevé du combustible des RNR-Na en matière fissile, tout mouvement de combustible au cours d'un accident peut avoir des conséquences importantes sur la réactivité du cœur, donc sur le niveau de puissance et le déroulement-même de l'accident.

L'adaptation de l'installation pour réaliser de tels programmes de recherche nécessitera des investissements importants (mise en place d'une boucle d'essai en sodium).

Exemple de transitoires de puissance réalisables dans l'installation Cabri ; l'hodoscope est constitué de 150 chambres à fission et de 150 chambres à protons de recul, disposées à l'extrémité d'un collimateur visant le canal situé au centre du cœur où se trouve l'aiguille de combustible soumise à un transitoire accidentel.

