

# 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 prolifération<sup>27</sup>, et à la fin de la décennie 90 en Europe avec l'abandon de SUPERPHÉNIX<sup>28</sup> 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  $\gamma$  et de neutrons.

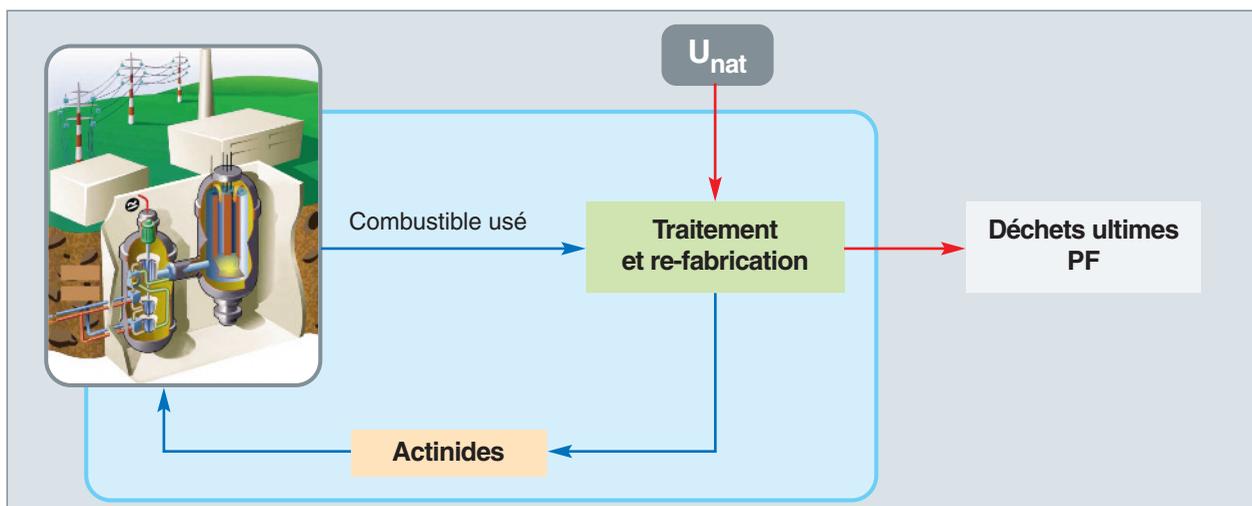


Fig. 206. Le cycle du combustible des réacteurs rapides.

## 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/m<sup>3</sup>) 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-

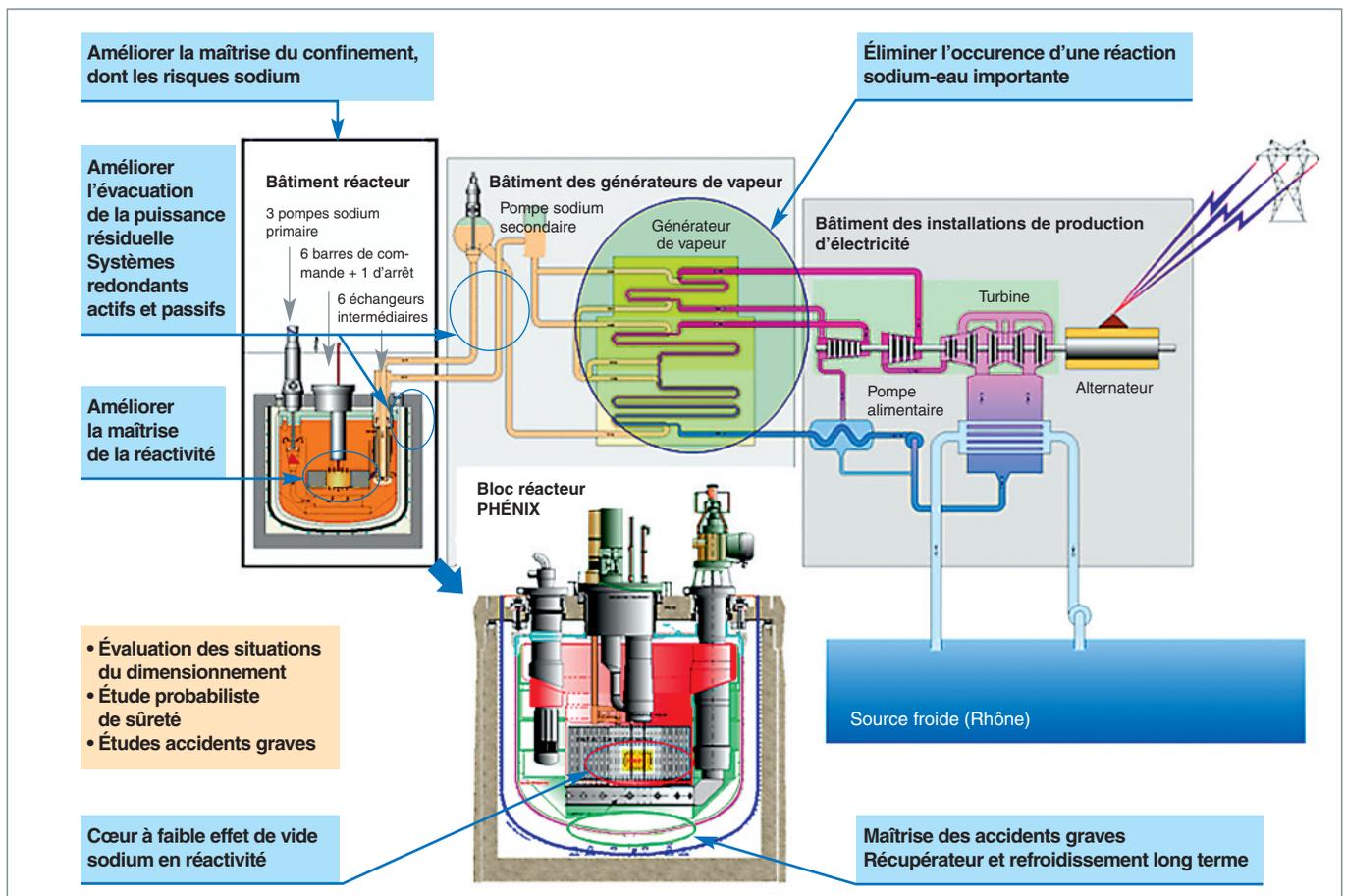


Fig. 207. Atouts et contraintes résultant de l'utilisation du sodium comme caloporteur pour les réacteurs à neutrons rapides.

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<sup>e</sup> 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*