



# Les futurs réacteurs à neutrons rapides à caloporteur sodium

L'utilisation du sodium comme caloporteur dans les réacteurs à neutrons rapides a de nombreux atouts qui avaient déjà justifié le choix de cette technologie pour les réacteurs des premières générations de cette filière. Elle reste très prometteuse et la seule à permettre de réaliser un prototype de réacteur de quatrième génération dans des délais relativement rapprochés. De nombreuses innovations sont étudiées afin d'améliorer encore l'exploitation de ses avantages et la maîtrise de ses inconvénients.

Vue extérieure de la centrale Phénix située sur le site CEA de Marcoule. Les trente-quatre ans de fonctionnement de Phénix, réacteur prototype de la filière des réacteurs à neutrons rapides à caloporteur sodium, représentent une expérience unique d'exploitation et témoignent de la maturité technologique de cette filière.



A. Gontin/CEA

Il n'est pas envisageable d'aborder les **réacteurs à caloporteur sodium** (RNR-Na) sans évoquer la considérable expérience accumulée sur cette **filière** dans le monde, et en particulier en France (Mémo A, *Les éléments d'un système nucléaire*, p. 10; Mémo B, *Filières, générations et spectres neutroniques*, p. 14). Aujourd'hui, six réacteurs sont en fonctionnement, dont cinq couplés au réseau, qui délivrent une puissance totale supérieure à 1 000 MWe. Trois réacteurs sont en construction (tableau 1). En France, le réacteur Phénix, sur le site CEA de Marcoule, est exploité depuis 1973. Il a été couplé au réseau pendant plus de 100 000 heures et atteste de la maturité technologique de cette filière.

Tableau 1. Réacteurs à neutrons rapides à caloporteur sodium en fonctionnement et en construction dans le monde.

réacteurs en fonctionnement	puissance (MWth)	puissance (MWe)	date de divergence
BOR-60 (Russie)	55	12	1968
Phénix (France)	563	250	1973
Joyo (Japon)	50-75/100	-	1977
BN-600 (Russie)	1 470	600	1980
FBTR (Inde)	40	13,2	1985
Monju (Japon)	714	280	1994
réacteurs en construction			
CEFR (Chine)	65	25	2009
PFBR (Inde)	1 250	500	2010
BN-800 (Russie)	2 100	880	2012

Malgré tout, l'expérience du réacteur européen Superphénix sur le site de Creys-Malville en Isère apporte une vision différente. Ce réacteur prototype de 1 200 MWe fut arrêté en 1998 par le gouvernement français qui le jugeait trop cher et trop compliqué, au terme de 12 années de fonctionnement pendant lesquelles il n'a produit de l'électricité que pour l'équivalent d'une année à pleine puissance. En tant que prototype de taille industrielle, Superphénix a inévitablement nécessité une période de mise au point pour finalement démontrer son bon fonctionnement continu



Kurchatov

Le réacteur à neutrons rapides à caloporteur sodium BN-600, situé à Beloyarsk en Russie, délivre une puissance de 600 MWe.



Le réacteur à neutrons rapides à caloporteur sodium chinois CEFR (*China Experimental Fast Reactor*) en cours de construction. Ce réacteur expérimental sera de type intégré, comportera deux boucles sodium secondaires et aura pour combustible un oxyde mixte d'uranium et de plutonium. Il délivrera une puissance de 25 MWe. Sa divergence est prévue pour 2009.

en 1997. En parallèle, les industriels européens avaient développé une version optimisée de 1 500 MWe, le projet EFR (*European Fast Reactor*).

Si aujourd'hui la plupart des pays nucléarisés poursuivent ou réengagent une recherche d'ampleur sur cette filière, c'est avant tout, d'une part, pour faire face aux besoins futurs de gestion des ressources en **uranium**, et, d'autre part, pour réduire la quantité de déchets **radioactifs** ultimes. En effet, seul un **spectre de neutrons rapides** offre la possibilité de brûler tout l'uranium en générant du **plutonium**, ce qui multiplie les ressources naturelles utilisables par un facteur 70 environ. Ces mêmes **neutrons rapides** permettent également d'**incinérer** les **déchets** radioactifs à **vie longue**, comme l'**américium**, le **neptunium** et le **curium**, grâce à l'excès de neutrons produits à chaque **fission**. Les objectifs assignés à ces réacteurs ont été revisités ces dernières années pour prendre en compte l'évolution de la réglementation, les performances des filières concurrentes et les meilleures technologies disponibles à terme.

## De nouveaux objectifs

Les objectifs généraux retenus pour les **systèmes nucléaires de quatrième génération** sont déclinés plus précisément pour les réacteurs rapides refroidis au sodium (voir l'encadré *Les six concepts sélectionnés par le Forum GEN IV*, p. 6).

Des progrès sur la **sûreté** de l'installation sont nécessaires pour permettre à cette filière d'atteindre un niveau au moins équivalent à celui des **réacteurs de troisième génération**. D'une part, il faudra minimiser les risques liés au sodium, qu'il s'agisse de feu ou de réaction avec l'eau. D'autre part, il sera indispensable de réduire les initiateurs potentiels d'accidents du **cœur** et de restreindre le risque de dégagement énergétique en cas d'accident grave. Enfin, il conviendra que le système présente une résistance accrue aux agressions externes.

La **compétitivité économique** du système doit encore progresser, pour qu'un éventuel surcoût par rapport aux réacteurs existants ou proposés devienne acceptable pour l'exploitant. Il est indispensable de diminuer le coût d'investissement en simplifiant le système et d'augmenter les performances, que ce soit au niveau

du **rendement de conversion d'énergie** ou du **taux de combustion** du **combustible**. Il faut également maximiser la disponibilité et la fiabilité de l'installation, et en faciliter l'exploitation, grâce à la mise au point de techniques d'inspection en service, maintenance et réparation plus efficaces. La durée de vie doit atteindre 60 ans.

Pour réduire les **risques de prolifération**, les concepteurs chercheront, dans un premier temps, des systèmes **isogénérateurs** sans couvertures **fertiles**, dans lesquels le plutonium créé se trouvera au sein du combustible **fissile** et **recyclé** dans le cadre d'une gestion groupée des **actinides**, rendant ainsi difficile sa séparation. Le potentiel de **transmutation** des déchets radioactifs à vie longue sera démontré dans le cadre de cette gestion par **voie homogène**. Toutefois, des solutions de couvertures contenant des **actinides mineurs**, et de ce fait présentant également peu de risques de prolifération, seront testées.

Une meilleure acceptation par la société sera fonction de l'atténuation des risques de prolifération et des



IGCAR

risques liés au sodium, de la durabilité des ressources, d'une gestion adéquate des déchets et d'une démonstration convaincante de sûreté. Globalement, l'impact sur l'environnement devra être le plus faible possible. La réduction de cet impact comprend, outre la capacité de transmutation des déchets radioactifs à vie longue, l'abaissement de la quantité d'**effluents** liquides ou gazeux rejetés.

## Les différentes pistes d'innovation

Pour atteindre les objectifs visés, de nombreux efforts de recherche et développement d'innovations doivent être menés.

### Un nouveau cœur performant et sûr

Le cœur d'un réacteur à neutrons rapides, qui fonctionne sans **modérateur**, n'est pas en fonctionnement normal dans sa configuration la plus réactive. Une diminution ou une perte du caloporteur peut entraîner une augmentation significative de la puissance. Ceci est vrai par exemple si le sodium bout dans le cœur, n'assurant plus le faible ralentissement des neutrons lié à sa présence sous forme liquide. Ce phénomène est connu sous le nom d'**effet de vide sodium**.

Le chantier du réacteur à neutrons rapides à caloporteur sodium indien PFBR (*Prototype Fast Breeder Reactor*). Ce réacteur sera de type intégré, comportera deux boucles sodium secondaires et aura pour combustible un oxyde mixte d'uranium et de plutonium. Il délivrera une puissance de 500 MWe. Sa divergence est prévue pour 2010.



La centrale Superphénix sur le site de Creys-Malville en Isère. Le développement des futurs réacteurs à neutrons rapides à caloporteur sodium bénéficie de l'expérience acquise avec ce réacteur européen dans les domaines de la conception, de la technologie, de l'exploitation et de la sûreté. Le retour d'expérience d'exploitation de Superphénix a également mis en évidence la parfaite maîtrise de la manipulation du sodium et des composants de ce type de réacteur.



Gilles Larvor/EDF

Son effet sur la **réactivité** se mesure en multiple de la **fraction de neutrons retardés** issus d'une fission, avec pour unité le **dollar (\$)**.

Les cœurs de grande taille étudiés ou réalisés dans le passé exhibent typiquement un **coefficient de vide sodium** de l'ordre de 7 à 8 \$, ce qui pourrait éventuellement en cas d'incidents générer une forte **excursion de leur puissance**. Cependant, ces réacteurs avaient été conçus de telle manière qu'à aucun moment le caloporteur ne puisse être amené à ébullition. Malgré l'excellent niveau de prévention de ce phénomène, les concepteurs étudient aujourd'hui les moyens de diminuer cet effet de vide dans les réacteurs à caloporteur sodium du futur, afin qu'ils puissent se prévaloir d'une sûreté accrue. Plusieurs pistes sont disponibles, mais le plus souvent en conflit avec les performances du cœur, en volume occupé et en **gain de régénération** du plutonium.

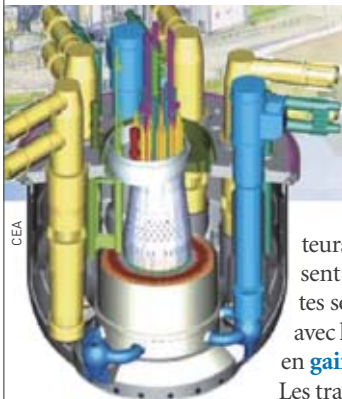
Les travaux portent aussi actuellement sur un effet de vide sodium compensé au mieux par le comportement naturel du cœur, *via* l'émulation des différentes **contre-réactions**. Il faut citer l'**effet Doppler**, grâce auquel les **sections efficaces d'absorption** de l' $^{238}\text{U}$  augmentent lors d'une élévation de température, et les effets géométriques comme la dilatation des structures qui diminue la concentration en **noyau** fissile. Des pistes sont identifiées : diminution de la quantité de sodium dans le cœur, présence d'un grand volume de sodium en sortie (**plenum sodium**) pour accroître les **fuites de neutrons** (au cas où cette zone entrerait en ébullition), ajout éventuel d'un modérateur de neutrons pour

adoucir le spectre, c'est-à-dire pour réduire l'énergie moyenne des neutrons, augmentation des fuites de neutrons en jouant sur la forme du cœur...

La difficulté sera de conserver en parallèle la **régénération** du plutonium dans le cœur sans utiliser, au départ, des couvertures périphériques fertiles en uranium. Cela incitera à réduire la proportion de plutonium, fissile, dans le cœur au profit de l'uranium, fertile. Afin de maintenir une concentration suffisante de matière fissile pour que le cœur fonctionne, il faudra alors augmenter la proportion massique de combustible, soit au détriment du caloporteur, soit en mettant en œuvre un combustible plus dense (voir *Quel combustible pour les RNR-Na?*, p. 32).

Plusieurs paramètres sont donc à disposition pour concevoir un cœur qui réponde au cahier des charges : l'enrichissement en plutonium, le type de combustible employé, les ratios de combustible et de caloporteur, le niveau de puissance par unité de volume, la **dureté du spectre** de neutrons... Les pistes de recherche portent aujourd'hui sur l'augmentation du diamètre des **crayons** combustibles pour accroître le pourcentage de combustible dans le cœur et réduire le pourcentage de sodium, sur la diminution de la **puissance volumique** pour conserver une thermique acceptable dans ces crayons plus gros, sur une baisse de l'enrichissement en plutonium pour permettre l'isogénération, et sur les performances comparées des **combustibles oxyde et carbure**, voire métalliques.

Les premiers résultats obtenus sont à mettre en regard des performances du cœur du projet EFR, la référence européenne du réacteur rapide refroidi au sodium dans



CEA

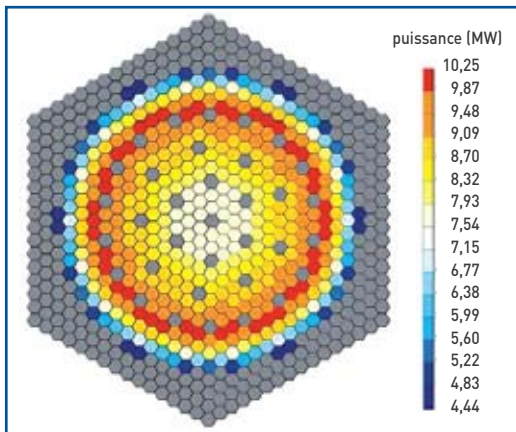
Le projet EFR (*European Fast Reactor*) est un réacteur à neutrons rapides à caloporteur sodium de 1500 MWe conçu par une association d'organismes européens dont **Areva**, **EDF** et le **CEA**, et qui intègre l'expérience acquise sur Superphénix. Le programme EFR avait été lancé en 1988 puis gelé fin 1998. Les performances des cœurs des RNR-Na du futur sont comparées à celles du cœur EFR, qui constitue une référence européenne.

Les travaux portent aussi actuellement sur un effet de vide sodium compensé au mieux par le comportement naturel du cœur, *via* l'émulation des différentes **contre-réactions**. Il faut citer l'**effet Doppler**, grâce auquel les **sections efficaces d'absorption** de l' $^{238}\text{U}$  augmentent lors d'une élévation de température, et les effets géométriques comme la dilatation des structures qui diminue la concentration en **noyau** fissile. Des pistes sont identifiées : diminution de la quantité de sodium dans le cœur, présence d'un grand volume de sodium en sortie (**plenum sodium**) pour accroître les **fuites de neutrons** (au cas où cette zone entrerait en ébullition), ajout éventuel d'un modérateur de neutrons pour

options du cœur	type EFR	RNR-Na MOX	RNR-Na MOX + modérateur	RNR-Na carbure	RNR-Na carbure + modérateur
diamètre du crayon (mm)	6,9	9,5	9,5	9,5	9,5
masse de Pu (t)	8,8	10,5	11,8	8,5	9,5
gain de régénération interne	- 0,13	+ 0,04	- 0,06	+ 0,11	+ 0,02
densité de puissance (MW/m <sup>3</sup> )	303	230	230	290	290
taux de combustion (GW · j/t)	128	106	119	91	105
<b>puissance linéique</b> (W/m)	440	550	555	640	660
coefficient de vide sodium (\$)	6 à 8	4,5	3,5	4,2	3,3

Tableau 2.

Comparaison des performances de plusieurs configurations de cœurs de RNR-Na de quatrième génération avec celles du cœur du projet EFR.



Carte des assemblages d'un cœur de référence d'un RNR-Na de 3 600 MWth (1 500 MWe) représentés en fonction de la puissance qu'ils dégagent. C'est un cœur isogénérateur sans couverture et avec des paramètres de sûreté améliorés par rapport à ceux de l'EFR.

les années 1990. Tout en respectant les objectifs d'isogénération (**gain de régénération interne** positif) et sans que soient trop dégradées les autres performances (la masse de plutonium immobilisée, la taille du cœur mesurée par la **densité de puissance** et la fréquence de renouvellement du combustible donnée par le taux de combustion), ils confirment que le coefficient de vide sodium, qui est de l'ordre de 7 \$ pour le cœur EFR, peut être effectivement réduit de plusieurs \$ (tableau 2).

Dans le même temps, il existe des configurations permettant à l'effet Doppler de compenser en partie l'effet



Le réacteur Masurca, situé à Cadarache, vu de dessous. Les pistes d'innovation proposées pour la conception des cœurs de RNR-Na du futur déboucheront sur des programmes expérimentaux de R&D dans des maquettes critiques, dont Masurca.

de vide sodium. Ce résultat autorise donc une certaine souplesse pour l'optimisation globale de sûreté des futurs cœurs. En effet, cette optimisation doit tenir compte également de l'ensemble "situation à risque", comme les perte de débit, perte de source froide, **transitoire** de puissance pour lesquels une défaillance supplémentaire du système de protection par chute des **barres d'arrêt** est postulée.

Les solutions techniques proposées pour la conception de ces cœurs (matériaux nouveaux, organisation de fuites neutroniques...) nécessiteront des confirmations expérimentales utilisant des **maquettes critiques**.

### Réduire le risque lié aux accidents graves

Le réacteur devra être conçu pour rendre hypothétique l'éventualité d'une **fusion** généralisée **du cœur**. Toutefois, au titre de la défense en profondeur et pour vérifier l'absence de risque d'accident aux conséquences inacceptables, des accidents de fusion du cœur seront étudiés et leur caractère contrôlable devra être démontré. Pour cela, l'un des objectifs assignés aux concepteurs du cœur et de l'**assemblage combustible** sera d'exclure le risque d'un dégagement d'énergie mécanique significatif si un tel accident se produisait. Cet objectif induit des contraintes sur la conception géométrique du cœur, de manière à éviter que le cœur fondu ne puisse se trouver dans une configuration susceptible de libérer de l'énergie mécanique. Les nouveaux concepts de cœurs refroidis au sodium seront soumis à une analyse systématique des scénarios possibles d'accidents graves pouvant entraîner une fusion du cœur. Ces scénarios incluront aussi bien ceux de Superphénix (arrêt des pompes sans chute des barres d'arrêt et sans reprise des diesels) que ceux de l'EFR (bouchage total et instantané d'un assemblage combustible avec une détection différée).

La conception des assemblages du cœur devra être revue et modifiée, pour intégrer par exemple des éléments favorables à la dispersion du combustible fondu ainsi que des matériaux **neutrophages** qui, en se mêlant au combustible fondu, l'empêcheront de redevenir **critique**.

En complément, les capacités du récupérateur de cœur fondu seront améliorées, notamment sur la base des connaissances acquises dans les programmes de développement du récupérateur pour le **corium** des réacteurs à eau sous pression de troisième génération (**EPR**). Ainsi, une voie d'étude envisagée est d'utiliser différentes couches de matériaux sacrificiels (matériaux dont les propriétés ne sont appelées à se manifester qu'une seule fois, notamment pour limiter les conséquences d'un accident), les uns, afin comme dans les **REP** d'améliorer l'étalement du corium vers une configuration "refroidissable" et d'éviter le percement du récupérateur, les autres, de type **absorbants de neutrons**, dans le but d'éliminer les possibilités de **recriticité** du corium liées aux combustibles à forte teneur en plutonium.

### Supprimer le risque sodium eau

Le sodium liquide réagit avec l'eau de façon très énergétique en dégagant de l'**hydrogène**. Le **générateur de vapeur** est donc un élément particulièrement sensible du système. La possibilité d'une telle interaction a donc conduit à interposer un circuit intermédiaire en sodium entre le **circuit primaire**, qui refroidit le

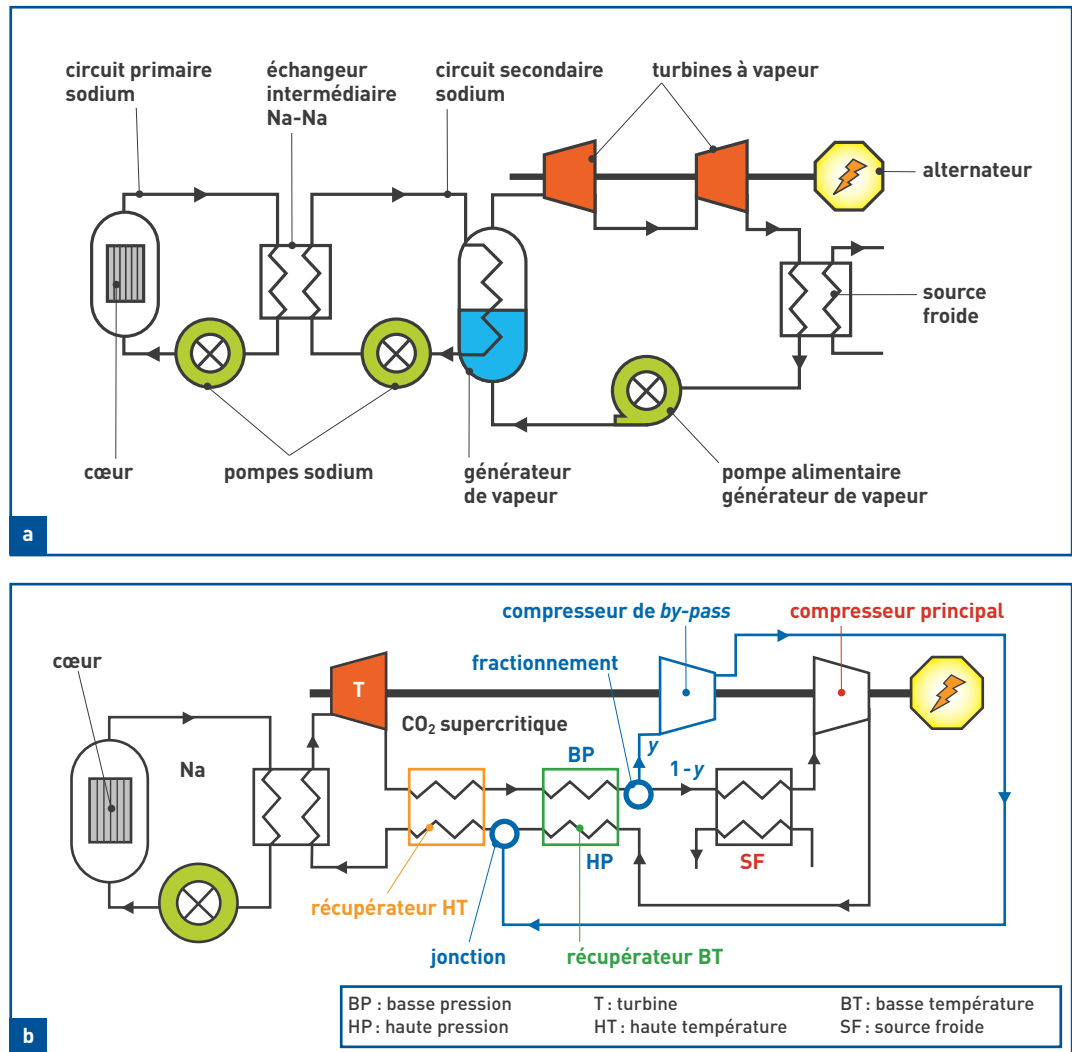


Figure 1. Afin d'éliminer le risque d'interaction entre le sodium et l'eau, un circuit intermédiaire en sodium est placé entre le circuit primaire et le circuit de conversion d'énergie à eau vapeur (a). Un fluide alternatif, comme le CO<sub>2</sub> supercritique, peut être utilisé dans le circuit de conversion d'énergie en remplacement de l'eau (b).

cœur, et le circuit de **conversion d'énergie** à eau vapeur (figure 1a). Même si tous les réacteurs électrogènes au sodium passés, présents ou en construction possèdent un générateur de vapeur, il apparaît intéressant d'étudier l'utilisation d'un fluide alternatif, soit dans le circuit intermédiaire en remplacement du sodium, soit dans le circuit de conversion d'énergie en remplacement de l'eau, afin d'éliminer le risque d'interaction entre le sodium et l'eau (Mémo C, *Cycles thermodynamiques et conversion d'énergie*, p. 23).

Une première possibilité est de remplacer le sodium du circuit intermédiaire par un fluide inerte à l'eau, comme un **alliage** métallique liquide ou un **sél fondu**. Dans ce cas, la structure du réacteur est globalement inchangée.

Une deuxième possibilité consiste à utiliser un gaz comme fluide de conversion d'énergie. Dans ce cas, il sera même envisageable de se passer du circuit intermédiaire en sodium, à la condition expresse de concevoir un **réacteur à boucles**. En effet, sur un **système** classique **de type piscine** dans lequel le circuit primaire est intégré dans la **cuve** du réacteur, comme dans Phénix, Superphénix ou l'EFR, le risque d'une arrivée massive de gaz dans le cœur est trop important pour que la mise en place d'un **échangeur de chaleur** sodium-gaz dans la cuve primaire puisse être autorisée. La suppression du circuit intermédiaire laisse espérer un gain sur le coût global de l'installation.

Si un gaz comme l'azote ou un mélange azote-**hélium** est choisi, les technologies de **turbomachine** seront dérivées de l'existant. Cependant, l'emploi de ces gaz impliquera de faire appel à diverses solutions : augmentation de la température du sodium liquide, haute pression du gaz, optimisation des composants et de l'architecture du cycle, afin d'obtenir un rendement suffisamment intéressant avec un **cycle de Brayton**. En effet, Superphénix pouvait se targuer d'un rendement de 40 % pour une température de 530 °C en sortie du cœur, alors que seulement 36,5 % seraient atteints avec un cycle de Brayton en utilisant de l'azote à une pression de 5 MPa et 550 °C en sortie du cœur. Le **CO<sub>2</sub> supercritique** peut aussi être utilisé pour la conversion d'énergie (figure 1b). Le point critique du CO<sub>2</sub> se situe à 31 °C et 7,3 MPa. Autour de ce point, il se comporte comme un liquide et il est possible de minimiser le travail de compression. Au-dessus, il se présente comme un gaz fortement compressible qu'il est possible de faire travailler efficacement. Avec un cycle dit **fractionné**, dans lequel une partie du fluide qui sort du récupérateur basse température est prélevée pour être réinjectée *via* un compresseur en entrée du récupérateur haute température en évitant la source froide, les calculs montrent qu'un rendement de l'installation de 45 % pour une température de sortie du cœur de 550 °C peut être obtenu. Ce rendement atteint 50 % pour une température de sortie du cœur de 650 °C. Ce fluide apparaît donc particulièrement attrayant.

Néanmoins, il pose plusieurs difficultés, au rang desquelles sa réactivité chimique avec le sodium, qu'il s'agit d'évaluer correctement, et l'absence d'une technologie industrielle associée existante.

### Rechercher les matériaux les plus performants

Aujourd'hui, les matériaux utilisés pour les composants et circuits en sodium sont parfaitement qualifiés. En particulier, l'acier inoxydable 316L(N) de la famille des **austénitiques**, qui est celui de la cuve du réacteur mais aussi des structures internes et des circuits intermédiaires, est parfaitement maîtrisé dans sa fabrication et sa mise en œuvre (Mémo E, **Les grandes familles de matériaux nucléaires**, p. 76). Sa seule limite potentielle réside dans son emploi pour des structures à la température du collecteur chaud du réacteur, dans le cas où ces températures dépasseraient 550 °C pour une durée de dimensionnement fixée à 60 ans pour les futurs RNR-Na. Dans ces conditions, c'est principalement la résistance au **fluage** thermique de cet acier qui s'avère insuffisante. Pour utiliser certains des circuits de conversion d'énergie innovants cités ci-dessus, il pourra donc être nécessaire de changer de matériau.

Le problème est ardu et des aciers plus alliés (nickel-chrome stabilisés), voire des bases fer type alliage 800 ou des bases nickel si la température devait atteindre 650 °C, sont envisagés pour constituer les grandes structures fixes et chaudes du bloc réacteur.

S'agissant de composants d'accès plus facile, démontables (bouchon-couvercle du cœur, échangeurs de chaleur, tuyauteries), des matériaux **ferritiques** ou **martensitiques** sont considérés. Il existe, en effet, des nuances dans les classes 9 à 12 % de chrome qui ont un bon potentiel de résistance au fluage, tout en offrant des coefficients de dilatation plus bas, permettant de réaliser des circuits sollicités en dilatation empêchée plus courts, et des **conductibilités thermiques** plus grandes, ce qui réduit les **contraintes** thermiques dans l'épaisseur.

En parallèle, dans le cœur, les températures des **gaines** combustibles (en nominal ou en transitoires) pourront être plus élevées. Par ailleurs, l'optimisation neu-

tronique conduit à une géométrie plus contraignante avec des **aiguilles** de plus gros diamètre et un fil hélicoïdal espaceur de diamètre diminué. Pour éviter que le **gonflement** des aiguilles sous **irradiation** n'entraîne des contacts entre elles et une surchauffe de la gaine susceptible de l'endommager, il faut prévoir d'utiliser un matériau qui gonfle moins que l'actuel acier austénitique optimisé 15/15Ti. Les aciers **ferritiques-martensitiques renforcés par dispersion d'oxyde** (**ODS** pour *Oxide Dispersion Strengthened*), particulièrement étudiés par des équipes japonaises, ou encore des austénitiques avancés sont les candidats potentiels (voir *Les matériaux métalliques, une des clés de la quatrième génération*, p. 71).

### L'incinération des déchets nucléaires

La réduction de la nocivité des déchets nucléaires passe par la transmutation des déchets à vie longue dans le cœur du réacteur. Les **éléments** concernés sont les actinides mineurs, américium, neptunium et curium. Deux procédés sont à l'étude pour profiter de l'aptitude des réacteurs à neutrons rapides à transmuter les actinides mineurs. Le premier consiste à les mélanger avec le combustible dans tout le cœur du réacteur. C'est l'incinération en **mode homogène**. L'avantage est que la quantité relative d'actinides est faible, de l'ordre de 1 % dans le combustible, et que son comportement sous irradiation ne pose pas de problème particulier. L'inconvénient majeur est qu'il faudra blinder toute l'usine de fabrication du combustible, ce qui la rendra très coûteuse. Le second procédé consiste à incinérer les actinides mineurs dans des assemblages dédiés, qui peuvent être placés par exemple en périphérie du cœur, comme une couverture. Si la **matrice** support du matériau combustible est l'**UO<sub>2</sub>**, alors une telle couverture produira du plutonium tout en brûlant les actinides mineurs, ce qui augmentera les performances du cœur. L'inconvénient est que la concentration en actinides mineurs dans un combustible dédié est élevée (25 à 40 %), ce qui le rend délicat à fabriquer et difficile à manipuler.

Une collaboration entre le CEA, le **DOE** (États-Unis) et le **JAEA** (Japon) a établi un programme expérimental



Le réacteur expérimental à neutrons rapides refroidi au sodium Monju, au Japon. Arrêté actuellement pour modifications, il doit entrer à nouveau en service en 2009. Il est prévu d'irradier dans ce réacteur un assemblage combustible chargé en actinides mineurs en 2020, dans le cadre du programme GACID.

spécifique pour la fabrication d'un assemblage combustible chargé en actinides mineurs, à partir de MOX **retraité**, et son irradiation dans le réacteur expérimental refroidi au sodium Monju, au Japon. Ce programme, baptisé GACID (*Global Actinide Cycle International Demonstration*), sera réalisé sur le long terme avec une irradiation prévue en 2020, car il nécessite la construction d'un atelier pilote pour la fabrication de l'assemblage et un retour d'exploitation suffisant de Monju, qui doit entrer à nouveau en service en 2009.

### Des concepts avancés de réacteur

Les différentes innovations proposées prennent tout leur sens lorsqu'elles sont intégrées dans un concept complet de réacteur. C'est en effet au niveau de l'architecture d'ensemble que le concepteur peut vérifier la cohérence des options, préciser la R&D et identifier les manques éventuels, établir les performances, tant en termes de gestion des matières nucléaires que de sûreté, à travers les calculs de fonctionnement, des études de transitoires et de situations particulières comme la **convection naturelle**, et d'économie. Deux pistes principales sont aujourd'hui retenues pour un concept innovant de réacteur à caloporteur sodium.

Elles ont en commun de prévoir un cœur à coefficient de vide réduit, qui sera optimisé dans chacune des chaudières pour dégager des marges dans les différents transitoires incidentels et accidentels. Au-delà, ce cœur sera conçu pour avoir un comportement satisfaisant en cas d'accident grave, c'est-à-dire posséder une faible probabilité d'épisodes fortement énergétiques. Le réacteur sera également doté d'une structure capable de récupérer les matériaux fondus en cuve. De la même façon, ces cœurs exploiteront des innovations sur le combustible et seront capables d'accepter des actinides mineurs selon les deux stratégies évoquées précédemment. Les chaudières devront, quant à elles, intégrer un potentiel significativement renforcé de diagnostics par l'instrumentation, d'inspection en service et de réparation des composants les plus critiques pour la disponibilité (voir *Réacteurs au sodium : vers de nouveaux progrès des techniques de surveillance et d'inspection*, p. 85).

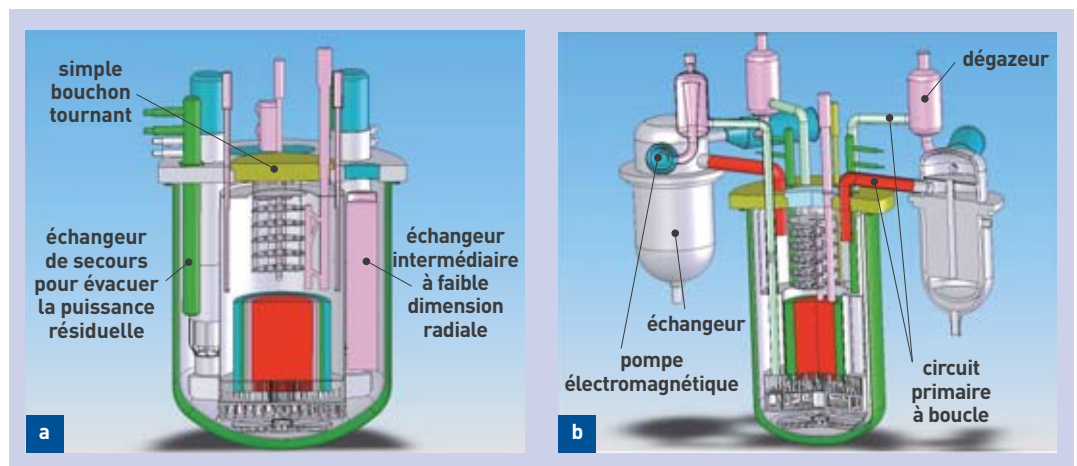
La première piste est basée sur le concept intégré dans lequel le circuit primaire du réacteur est entièrement contenu dans la cuve primaire, comme dans Phénix et Superphénix (figure 2a). Le bloc réacteur bénéficie d'une compacité relative qui réduit la masse d'acier et

de béton nécessaire à sa construction, grâce à la mise en œuvre d'échangeurs de chaleur compacts. Dans ce concept intégré innovant, les circuits de conversion d'énergie sont à eau vapeur avec des générateurs de vapeur revisités par rapport aux options de Superphénix et de l'EFR. Les circuits intermédiaires, en faible nombre, sont remplis d'un fluide peu ou pas réactif avec l'eau et compatible avec le sodium comme un alliage de plomb ou un sel fondu, ce qui supprime les risques d'interaction entre le sodium et l'eau. Ces circuits pourraient être construits en acier **ferritique-martensitique** au chrome, pour les rendre plus compacts, et là encore une diminution du coût de construction est attendue.

C'est dans le second concept, dit à boucles, que les innovations les plus fortes ont été rassemblées (figure 2b). Ce type d'architecture permet de supprimer le circuit intermédiaire en sodium tout en utilisant un circuit de conversion d'énergie à gaz. Il n'y a donc plus de risque d'interaction entre le sodium et l'eau. Ce circuit emploie de l'azote ou mieux, du CO<sub>2</sub> supercritique. Par contre, l'étude de protections contre le risque de passage de gaz dans le cœur sera nécessaire et déterminante pour la faisabilité du concept. Pour assurer un rendement suffisant, la température en sortie du cœur pourra être augmentée de 50 à 100 °C, en particulier en cas de mise en œuvre d'un gaz classique. Les matériaux du cœur, les composants et les circuits doivent être capables de supporter cette température pendant une durée de vie de 60 ans. Les matériaux présentés plus haut seront alors systématiquement utilisés avec *a priori* un recours aux aciers ferritiques-martensitiques, tant pour la gaine du combustible en version renforcée par dispersion d'oxyde que pour les composants à haute température démontables et les circuits (voir *Les matériaux métalliques, une des clés de la quatrième génération*, p. 71).

S'il est porteur d'une sûreté encore accrue pour des performances équivalentes ou supérieures au précédent, ce type de réacteur nécessite bien sûr un développement plus important. En particulier, sa conception à boucles oblige les équipes françaises à revisiter l'ensemble du bloc réacteur et à en comprendre les avantages et les points durs. Des échanges poussés avec les Japonais, qui maîtrisent cette technologie, sont d'ores et déjà engagés afin de bénéficier de leur savoir-faire.

Au-delà des circuits et composants principaux, la manutention des assemblages combustibles aura une influence importante sur l'architecture. Avant toute manipula-





CEA

Le développement de la filière des réacteurs rapides refroidis au sodium s'est appuyé sur un ensemble de dispositifs expérimentaux sodium et métaux liquides. Vue d'ensemble de l'installation Mininaret, initialement conçue comme une maquette des puits de lavage à l'eau de composants, comme les aiguilles combustibles, de Phénix et Superphénix.



CEA

Figure 3. Le pied d'un assemblage irradié de Superphénix, avant (à gauche) et après (à droite) lavage. Pour les réacteurs du futur, des recherches porteront sur l'amélioration des techniques de lavage afin de réduire la durée des campagnes.

tion, il faudra d'abord attendre que la **puissance résiduelle** de l'assemblage ait suffisamment décré. Ceci peut se faire en périphérie du cœur ou dans un barillet en sodium séparé. Classiquement, la manutention de l'assemblage au-dessus du cœur est actuellement effectuée par un bras de préhension qui nécessite la rotation de deux bouchons tournants de la dalle pour quadriller toute la surface du cœur. L'utilisation d'un bras pantographe articulé permettrait de supprimer l'un d'eux. C'est probablement la solution qui s'imposerait pour le concept à boucles, compte tenu de la faible taille de cuve qu'il autorise.

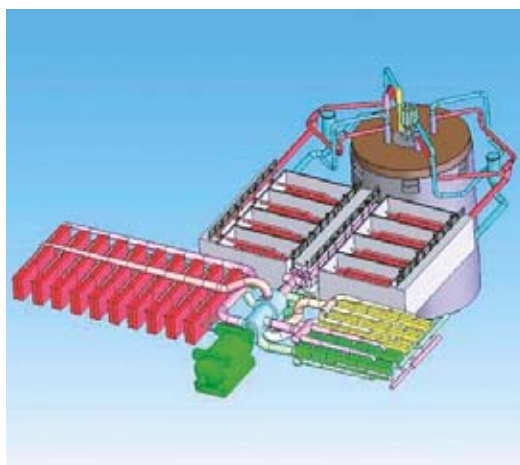
ont été immergés dans le sodium nécessitent un lavage particulier sous atmosphère inerte. Notamment, la manutention des assemblages combustibles irradiés, par exemple pour les décharger du cœur et les placer en entreposage dans une piscine en eau, est un processus qui influe fortement sur la disponibilité et incite à l'amélioration des techniques de lavage (figure 3). La R&D portera sur un lavage à plus haute température, donc pour une puissance résiduelle plus élevée de l'assemblage. Au final, un gain sur la durée des campagnes peut être espéré.

### Vers une forte disponibilité

Les retours d'expérience d'exploitation de Phénix et de Superphénix ont clairement mis en évidence que la manipulation du sodium et des composants de ces réacteurs était tout à fait maîtrisée. Il s'agit d'une maîtrise technique, c'est-à-dire que les procédés sont au point et qu'ils sont utilisables industriellement. Néanmoins, ce même retour d'expérience montre que cette technologie est relativement lourde et coûteuse à l'usage. En effet, manipuler du sodium impose des contraintes systématiques de sécurité pour éviter tout contact avec l'air et l'humidité, et des composants qui

### Garantir le bon état des matériels

Ce point capital pour la sûreté et la préservation de l'investissement est particulièrement aigu, s'agissant de l'inspection des structures fixes immergées dans le sodium, l'opacité du métal liquide rendant cette opération difficile (voir *Réacteurs au sodium: vers de nouveaux progrès des techniques de surveillance et d'inspection*, p. 85). Les équipes travaillent à la mise au point de capteurs à **ultrasons** en sodium pour diverses applications et avec un cahier des charges, notamment sur la précision de la mesure, fondé sur une spécification tant qualitative que quantitative des défauts à détecter: déplacement des têtes d'assemblages, télémétrie (mesure de déplacements différentiels d'une inspection à l'autre), visualisation de loin et de près, contrôle non destructif volumique (petits et grands défauts).



CEA

Concept modulaire de RNR-Na de 1200 MWth (500 MWe) avec conversion d'énergie par turbine à gaz, qui intègre une optimisation de la manutention, du dimensionnement des échangeurs, et des systèmes d'extraction de puissance.

### Expérience acquise et innovations

Les futurs réacteurs rapides refroidis au sodium seront différents de ceux que nous connaissons aujourd'hui. Tout en bénéficiant de la grande expérience acquise dans leur exploitation en France et de par le monde, ces nouveaux concepts intégreront des innovations significatives qui renforceront encore leur niveau de sûreté, leur économie et leur disponibilité. Ces concepts avancés seront dotés d'une grande capacité à économiser les ressources en uranium et à réduire les déchets radioactifs ultimes.

> **Pascal Anzieu\*** et **Philippe Martin\*\***

Direction de l'énergie nucléaire

\*CEA Centre de Saclay

\*\*CEA Centre de Cadarache



## Les éléments d'un système nucléaire

Un **système nucléaire** est formé par un **réacteur nucléaire** et le **cycle du combustible** associé. Il est optimisé globalement dans sa mise en œuvre industrielle, de la matière première au déchet. Dans un tel système dont il est le pivot, le réacteur est rendu apte à **recycler** le combustible afin de valoriser les matières **fissiles** (**uranium**, **plutonium**), voire **fertiles** (**uranium**, **thorium**) et à minimiser, par **transmutation**, la production de déchets à **vie longue** en **incinérant** en grande partie ses propres déchets, en l'occurrence les **actinides mineurs (AM)**. Certains systèmes peuvent aussi inclure des unités de **traitement** en ligne.

Le réacteur proprement dit, quelle que soit la **filière** à laquelle il appartient (Mémo B, *Filières, générations et spec-*

tissent les neutrons par *diffusions élastiques*. Il doit être peu **capturant** afin de ne pas les "gaspiller" et suffisamment dense pour assurer un ralentissement efficace. Les réacteurs à **spectre thermique** (Mémo B) en ont besoin, contrairement aux réacteurs à **spectre rapide** (qui doivent en revanche compenser la faible probabilité de fissions induites par les **neutrons rapides** par une forte augmentation du nombre des dits neutrons, afin de ralentir les neutrons après la fission dont ils sont issus). Ils sont ainsi amenés à la vitesse optimale pour assurer à leur tour de nouvelles fissions. Un exemple de modérateur est le graphite, utilisé dès la première "pile" atomique, en 1942 en association avec un fluide **caloporteur** gazeux.

Le fluide caloporteur évacue du cœur l'énergie thermique dégagée par les fissions et transporte les calories vers les systèmes qui mettront cette énergie sous une forme utilisable, en général l'électricité. Le caloporteur est soit l'eau<sup>(1)</sup> dans les "réacteurs à eau" (celle-ci y joue également le rôle de modérateur), soit un métal liquide (sodium ou plomb), soit un gaz (historiquement le gaz carbonique, puis l'hélium, dans les **réacteurs à caloporteur gaz (RCG)** ou encore des **sels fondus**). Dans ce dernier cas, combustible et caloporteur forment un fluide unique, qui offre la possibilité de pouvoir **retirer** en continu les matières nucléaires puisque les actinides y seraient dissous.

Le choix d'une filière à des répercussions majeures sur le choix des matériaux (Mémo E, *Les grandes familles de matériaux nucléaires*, p. 76). Ainsi, le cœur des réacteurs à neutrons rapides ne doit pas comporter d'éléments modérateurs des neutrons (eau, graphite) et leur caloporteur doit être transparent à ces mêmes neutrons.

Des dispositifs de contrôle (d'une part des **barres de commande**, **barres de contrôle** ou **barres de pilotage** et d'arrêt constituée de matériaux absorbeurs de neutrons [bore, cadmium...], et d'autre part des "**poisons**" **neutroniques**) permet-

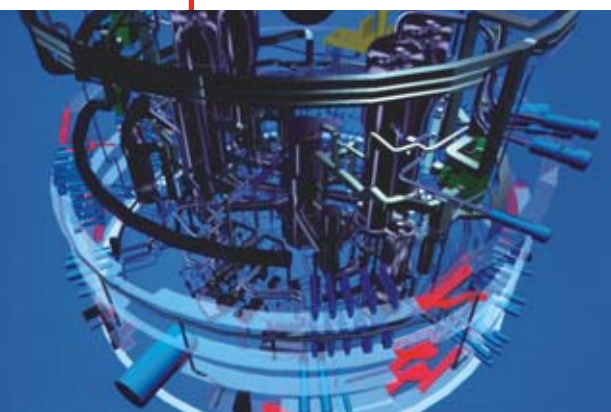
tent de réguler la population des neutrons et, par là même, en influant sur sa **réactivité**, de maintenir la puissance du réacteur au niveau désiré, voire d'arrêter la réaction en chaîne. Les barres, ensemble de tiges solidaires mobiles (appelées **grappes**) sont introduites plus ou moins profondément dans le cœur. Les poisons sont, pour leur part, ajustables en concentration dans le circuit de refroidissement.

Un **circuit primaire** fermé et étanche contient le cœur et véhicule (au moyen de **circulateurs**, pompes ou compresseurs) le caloporteur qui transfère sa chaleur à un **circuit secondaire** via un **échangeur de chaleur** qui peut être un **générateur de vapeur** (c'est le cas aussi bien dans un réacteur à eau sous pression que dans le circuit secondaire d'un **réacteur à neutrons rapides** comme Phénix). La **cuve**, récipient contenant le cœur d'un réacteur baigné par son fluide caloporteur, constitue, lorsqu'elle existe, la partie centrale de ce circuit primaire.

Le circuit secondaire sort de "l'îlot nucléaire" pour faire fonctionner *via* une turbine un turboalternateur ou alimenter un réseau de chaleur. Dans les réacteurs à **eau lourde**<sup>(1)</sup> et dans certains réacteurs à gaz, la chaleur est transmise du gaz à l'eau dans des échangeurs de chaleur classiques.

Un **circuit tertiaire** évacue la chaleur inutilisée *via* un **condenseur** vers une source froide (eau d'un fleuve ou de la mer) ou air dans une tour de refroidissement ou encore un autre dispositif thermique (par exemple pour la production d'hydrogène).

D'autres éléments n'interviennent que dans une filière donnée, comme le **pressuriseur des réacteurs à eau sous pression (REP)** où la pressurisation maintient l'eau à l'état liquide en l'empêchant de bouillir. L'ébullition est en revanche mise à profit dans les **réacteurs à eau bouillante (REB)**, l'autre filière de **réacteurs à eau légère (REL)**, où l'eau du circuit primaire entre en ébullition et entraîne directement la turbine.



Areva NP

Image virtuelle en 3D des composants et circuits d'un réacteur de type REP.

*tres neutroniques*, p. 14) comprend les mêmes éléments principaux (du moins dans le domaine de la **fission**, les réacteurs à **fusion** mettant en jeu des processus nucléaires totalement différents). Le **cœur**, région où sont entretenues les **réactions en chaîne**, reçoit le **combustible** qui contient les matières fissiles énergétiques (**noyaux lourds**) ainsi que des matières fertiles qui, sous l'action des **neutrons**, se transformeront partiellement en matières fissiles. Le combustible peut prendre différentes formes (**pastilles**, boulets, particules) et les **éléments combustibles** peuvent être rassemblés en **crayons**, en **aiguilles** ou en plaques, eux-mêmes réunis en **assemblages**, ce qui est notamment le cas dans les réacteurs à eau.

Le **modérateur** joue, lorsqu'il est nécessaire, un rôle essentiel. C'est un matériau formé de **noyaux légers** qui ralenti-

(1) L'*eau lourde*, dans laquelle le **deutérium** tient la place de l'**hydrogène** de l'eau ordinaire, a été la première forme de modérateur utilisée pour les concepts de réacteurs qui imposent de très faibles absorptions des neutrons. L'*eau légère* s'est imposée pour les réacteurs opérationnels de deuxième génération. Dans l'avenir, l'*eau supercritique*, dont les propriétés thermodynamiques et de transport changent lors du passage du point critique (température de 374 °C pour une pression supérieure à 22 MPa (221 bars, soit environ 200 fois la pression atmosphérique) pourrait être mise en œuvre afin d'améliorer le **rendement de Carnot** du réacteur (Mémo C, *Cycles thermodynamiques et conversion d'énergie*, p. 23).

# Filières, générations et spectres neutroniques

Les filières de réacteurs nucléaires correspondent aux nombreuses combinaisons de trois éléments fondamentaux : un **caloporteur**, un **modérateur** (lorsque nécessaire) et un **combustible**, presque toujours l'**uranium**, éventuellement mélangé à du **plutonium** (voir Mémo A, *Les éléments d'un système nucléaire*, p. 10).

De très nombreuses formules ont été expérimentées depuis les débuts de l'ère nucléaire industrielle dans les années 1950, et seulement un petit nombre d'entre elles ont été sélectionnées pour les différentes générations de réacteurs opérationnels électrogènes.

On appelle ainsi **filière** une voie possible de réalisation de réacteurs nucléaires capables de fonctionner dans des conditions de sécurité et de rentabilité satisfaisantes, définie essentiellement par la nature du combustible, l'énergie des **neutrons** impliqués dans la **réaction en chaîne**, la nature du modérateur et celle du caloporteur.

Elle mérite ce nom dans la mesure où elle est à l'origine d'une série de réacteurs présentant une continuité technologique. Se rattachent plus ou moins directement à telle ou telle filière les réacteurs de recherche et d'essais, rarement construits en série.

Ces filières sont classées en deux grandes familles, selon le **spectre neutronique** choisi : **thermique** ou **rapide** (une plage recouvrant en partie les deux domaines est possible



M. Brigauf / EDF Médiathèque

Les quatre tranches REP de la centrale EDF d'Avoine, près de Chinon, appartiennent à la deuxième génération de réacteurs nucléaires.

pour des réacteurs de recherche), suivant qu'on laisse les neutrons qui s'échappent directement lors de la **fission** conserver leur vitesse de quelque 20 000 km à la seconde ou qu'on les ralentit afin de les mettre en équilibre thermique (les **thermaliser**) avec la matière dans laquelle ils diffusent. Le spectre neutronique, distribution en énergie de la population des neutrons présents dans le **cœur** d'un réacteur, est ainsi le **spectre thermique** dans la quasi-totalité des réacteurs en service dans le monde, notamment en France, dans les 58 **REP (réacteurs à eau sous pression)** du parc EDF. Dans ces réacteurs fonctionnant à l'**uranium enrichi** et éventuellement au **plutonium**, la chaleur

est transférée du cœur à des **échangeurs de chaleur** par de l'eau maintenue sous une pression élevée dans le **circuit primaire**.

**Avec les REB (réacteurs à eau bouillante)** dans lesquels l'ébullition de l'eau se fait directement dans le cœur, les REP constituent la grande famille des **réacteurs à eau légère (REL)** dans lesquels l'eau ordinaire joue à la fois le rôle de caloporteur et de modérateur.

La mise en œuvre du **spectre rapide** est, actuellement, limitée à un petit nombre de réacteurs à vocation essentiellement expérimentale, comme Phénix en France, Monju et Joyo au Japon ou BOR-60 en Russie. Dans ces **RNR (réacteurs à neutrons rapides)** sans

modérateur, la majorité des **fissions** sont produites par des neutrons présentant des énergies du même ordre de grandeur que celle qu'ils possèdent lors de leur production par fission. Quelques réacteurs de ce type ont été réalisés avec une vocation de production industrielle (Superphénix en France, BN 600 en Russie) ou étudiés dans cette optique (principalement **EFR** au niveau européen dans les années 80-90, BN 800 en Russie, CEFR en Chine et PFBR en Inde).

Les réacteurs électrogènes sont regroupés en quatre générations. La **première génération** comprend les réacteurs, développés dans les années 50/70, qui ont permis le décollage de la production électronucléaire dans les différents pays développés, en particulier de la filière **UNGG (Uranium Naturel Graphite Gaz)** modérés au graphite et refroidis au gaz carbonique en France, de la filière **Magnox** au Royaume-Uni et, aux États-Unis, le premier réacteur terrestre<sup>(1)</sup> à eau sous pression (**PWR**, Pressurized Water Reactor) construit à Shippingport.

Bien que comparable par certains côtés à des réacteurs de première génération, la filière soviétique **RBMK** (celle des réacteurs de Tchernobyl) est classée dans la seconde génération du fait en particulier de sa période de mise en service. Les RBMK, modérés au graphite et refroidis à l'eau ordinaire bouillante dans des tubes de force, ont été définitivement disqualifiés par l'accident de Tchernobyl en 1986.

(1) Aux États-Unis comme en France, les premiers réacteurs à eau sous pression ont été des réacteurs destinés à la propulsion navale (sous-marins).

La **deuxième génération** est celle des réacteurs, actuellement en service, entrés en fonctionnement entre les années 70 à 90. Exclusivement à vocation électrogène, la plupart (87 % du parc mondial) sont des réacteurs à eau, à l'exception notable des **AGR** (Advanced Gas Reactor) britanniques. Leur combustible standard est formé de **pastilles frittées d'oxyde d'uranium enrichi** aux environs de 4 % en uranium 235, empilées dans des tubes étanches (**crayons**) qui, réunis en faisceaux, forment des **assemblages**. Les PWR (REP en français) dominent le marché, représentant 3 réacteurs nucléaires sur 5 dans le monde. En font partie les différents "paliers" de réacteurs REP réalisés en France pour EDF par Framatome (aujourd'hui **Areva NP**). Les réacteurs russes de la série **VVER** 1000 sont comparables aux REP occidentaux. Bien que moins nombreux que les REP, les **BWR** (Boiling Water Reactor) ou **REB** (réacteurs à eau bouillante) se trouvent notamment aux États-Unis, au Japon ou en Allemagne. Enfin les réacteurs à uranium naturel de type **Candu**, de conception canadienne, et leurs équivalents indiens se maintiennent activement. Ce sont également des réacteurs à eau sous pression, mais utilisant l'**eau lourde** (D<sub>2</sub>O) comme modérateur et caloporteur d'où le nom **PHWR** (Pressurised Heavy Water Reactor) donné à cette filière. La **troisième génération** correspond à des installations qui commencent à être mises en chantier en vue d'une mise en service à partir de 2010 environ. Elle comprend en particulier l'**EPR** franco-allemand conçu par Areva NP (Framatome et Siemens à l'origine),

qui propose également un réacteur à eau bouillante, le SWR 1000 et qui s'est récemment rapproché du Japonais Mitsubishi Heavy Industries. Elle comporte aussi les AP1000 et AP600 de Westinghouse, société dont Toshiba a pris le contrôle, l'ESBWR et l'ABWR II de General Electric, qui s'associe à Hitachi, les ACR canadiens et l'AES 92 russe, ainsi que des projets de petits réacteurs intégrés. Les projets de **réacteurs à haute température** modulaires du type GT-MHR (projet international) ou PBMR (du Sud-Africain Eskom) appartiennent à la troisième mais peuvent préfigurer des réacteurs de **quatrième génération**.

La quatrième génération en cours d'étude, attendue vers 2040 sur un plan industriel, pourrait théoriquement faire appel à l'un ou l'autre des six concepts retenus par le **Forum international Génération IV** (voir l'encadré de *Les enjeux d'une production durable d'énergie*, p. 6). En dehors de l'utilisation électrogène, les réacteurs de cette génération pourraient être aptes à la **cogénération** d'électricité et de chaleur, voire présenter pour certains d'entre eux une vocation exclusivement calogène, en vue d'obtenir, soit une chaleur "basse température" (vers 200 °C) pour le chauffage urbain, soit une chaleur "moyenne température" (entre 500 et 800 °C) pour des applications industrielles dont le dessalement d'eau de mer n'est qu'une possibilité parmi d'autres, soit encore une chaleur "haute – voire très haute – température" (entre 1000 et 1200 °C), pour des applications spécifiques comme la production d'**hydrogène**, la gazéification de la **biomasse** ou le craquage d'**hydrocarbures**.

# Cycles thermodynamiques et conversion d'énergie

Pour convertir à grande échelle de la chaleur en électricité, il faut mettre en œuvre un **cycle thermodynamique**. Le rendement  $\eta$  de la conversion est toujours inférieur au **rendement de Carnot** :

$$\eta = 1 - \frac{T_f}{T_c}$$

où  $T_c$  est la température de la source chaude et  $T_f$  la température de la source froide.

D'une manière générale, on distingue en matière de conversion d'énergie le **cycle direct**, dans lequel le fluide issu de la source chaude actionne directement le dispositif utilisateur (turbo-alternateur par exemple) et, par opposition, le **cycle indirect** où le circuit caloporteur est distinct de celui qui effectue la conversion proprement dite de l'énergie. Le **cycle indirect combiné** peut ajouter à ce schéma une turbine à gaz et, par l'intermédiaire d'un générateur de vapeur, une turbine à vapeur.

Tout système construit autour d'un réacteur nucléaire est une machine thermique mettant en œuvre ces principes de la thermodynamique. Comme les centrales thermiques classiques brûlant des combustibles fossiles (charbon, fioul), les centrales nucléaires utilisent la chaleur provenant d'une "chaudière", en l'occurrence délivrée par les **éléments combustibles** où se déroulent les **fissions**. Cette chaleur est transformée en énergie électrique

en faisant subir à un fluide (de l'eau dans la plupart des réacteurs actuellement en service) un **cycle thermodynamique indirect**, dit de **Rankine** (ou de **Hirn-Rankine**), qui consiste en une vaporisation de l'eau à pression constante au niveau de la source chaude, une détente de la vapeur dans une turbine, une condensation de la vapeur sortant à basse pression de la turbine, et une compression de l'eau condensée afin de ramener cette eau à la pression initiale. Dans ce schéma, le circuit d'eau qui circule dans le cœur (**circuit primaire**, voir Mémo A : **Les éléments d'un système nucléaire**) est distinct de celui qui effectue la conversion proprement dite de l'énergie. Avec une température maximale de vapeur de quelque 280 °C et une pression de 7 MPa, le rendement énergétique net (ratio de la puissance électrique produite sur la puissance thermique dégagée par le cœur du réacteur) est de l'ordre d'un tiers pour un réacteur à eau sous pression de 2<sup>e</sup> génération. Celui-ci peut passer à 36-38 % pour un REP de 3<sup>e</sup> génération comme l'**EPR**, en augmentant la température, car l'équation de Carnot montre bien l'intérêt de produire de la chaleur à haute température pour obtenir un rendement élevé. De fait, augmenter la température en sortie de cœur d'une centaine de degrés permet un gain en rendement de plusieurs points.

Les propriétés thermodynamiques d'un gaz caloporteur comme l'hélium permettent d'aller plus loin, et de viser une température d'au moins 850 °C en sortie de cœur. Pour en profiter pleinement, il est théoriquement préférable d'utiliser un cycle direct de conversion d'énergie, le **cycle de Joule-Brayton**, où le fluide sortant du réacteur (ou de tout autre "chaudière") est envoyé directement dans la turbine qui entraîne l'alternateur, comme c'est le cas dans les centrales électrogènes au gaz naturel et à **cycle combiné** ou encore dans un réacteur d'avion. Avec ce cycle, il est même possible de porter le rendement de production d'électricité de 51,5 % à 56 % en faisant passer  $T_1$  de 850 °C à 1 000 °C.

En effet, depuis un demi-siècle, l'utilisation du gaz naturel comme combustible a conduit au développement spectaculaire des turbines à gaz (TAG) qui peuvent fonctionner à des très hautes températures, supérieures au millier de °C. C'est ce type de conversion d'énergie qui constitue, pour les réacteurs nucléaires du futur, une alternative séduisante aux turbines à vapeur.

Les cycles thermodynamiques des TAG sont très largement utilisés, qu'il s'agisse des systèmes de propulsion ou des grandes centrales électrogènes à combustible fossile. Ces cycles, nommés **cycles de Brayton** (figure), consistent simplement à aspirer et comprimer de l'air pour l'injecter dans une chambre de combustion (1→2), brûler le mélange air-combustible dans la chambre de combustion (2→3), détendre les gaz brûlés dans une turbine (3→4). À la sortie de la turbine, les gaz brûlés sont relâchés dans l'atmosphère (c'est la source froide), ce cycle est donc qualifié d'**ouvert**. Si la source chaude est un réacteur nucléaire, il devient très difficile de fonctionner en cycle ouvert avec de l'air (ne serait-ce que parce qu'il faut respecter le principe des trois barrières de confinement entre le combustible nucléaire et l'environnement). Pour *fermer* le cycle, il suffit d'ajouter un échangeur en sortie de turbine, pour refroidir le gaz (via un échangeur vers la source froide) avant de le ré-injecter dans le compresseur. La nature du gaz n'est alors plus imposée par la combustion.

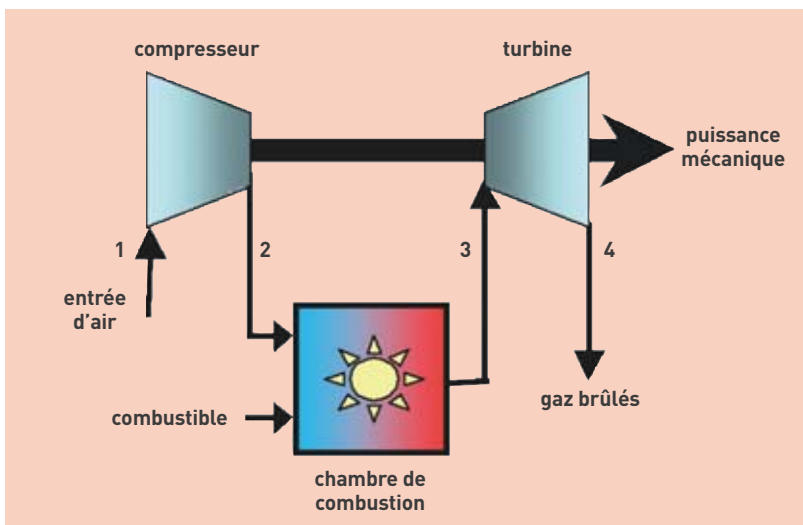


Figure. Cycle de Brayton utilisé pour une turbine à gaz à cycle ouvert.

## Qu'est-ce que la modélisation multi-physique et multi-échelle ?

La modélisation **multi-physique** et **multi-échelle** est une approche de R&D relativement récente née de la nécessité de prendre en compte, dans la **modélisation** d'un système dont on cherche à prédire le comportement, tous les phénomènes, dans la pratique couplés entre eux, agissant sur (ou présents dans) ce système. C'est la forme la plus complète de modélisation d'un enchaînement de phénomènes divers et d'ordres de grandeur très différents puisqu'il en intègre toute la connaissance, théorique comme empirique, et ce à différentes échelles, dans des briques élémentaires qu'il s'agit d'assembler.

Sur le plan physique, elle prend en compte les couplages entre phénomènes élémentaires de nature différente. Dans le domaine de la physique des réacteurs, on couple par exemple la mécanique des structures, la **neutronique** et la **thermohydraulique**.

Ce type de modélisation vise aussi à donner une description des phénomènes à différentes échelles. Dans le domaine de la physique des matériaux, il s'agira par exemple de déduire les propriétés macroscopiques d'un matériau polycristallin à partir de sa description à l'échelle la plus microscopique (l'**atome**),

via des niveaux de description emboîtés (la dynamique moléculaire, la dynamique des **dislocations**). Tout le problème est de lier ces différents niveaux de description en utilisant la bonne information pour passer d'une échelle à l'autre sans discontinuité, de manipuler de façon modulaire ces lois de comportement valables à diverses échelles (figure).

C'est donc un calcul numérique composite, selon l'échelle spatiale considérée, qui fait "tourner" le modèle d'ensemble. D'autant plus composite que les chercheurs sont amenés à "enchaîner" des modèles *déterministes* et des modèles *probabilistes*, soit parce qu'ils n'ont pas la connaissance exhaustive des mécanismes élémentaires en jeu, soit parce que la résolution numérique des équations déterministes du système serait difficile ou trop lourde. D'où le recours à des méthodes comme celle de **Monte Carlo**, en particulier.

Enfin, le multi-échelle raccorde, par des techniques de superposition, des modèles numériques à des échelles différentes. Cela permet, pour conserver l'exemple des matériaux, d'effectuer des "zooms" sur des zones particulièrement sensibles aux **contraintes** comme des

fissures, des soudures ou des supports. La modélisation multi-physique et multi-échelle pose donc de façon aiguë le problème de la compatibilité et de la cohérence des **codes** de calcul qui constituent les briques élémentaires de la description. Mais les résultats sont à la hauteur de la difficulté : dans le domaine des matériaux métalliques, notamment, il est maintenant possible de mener une démarche de prévision des propriétés macroscopiques en partant des "premiers principes" de la physique atomique et de la dynamique moléculaire (voir note (1) p. 79) (méthode *ab initio*) en passant par la description physique des microstructures. Dans le nucléaire, l'étude des matériaux soumis à l'irradiation illustre bien cette approche, puisqu'il est enfin devenu possible de lancer un pont entre la connaissance des défauts à l'échelle macroscopique et la modélisation des phénomènes de création des **défauts ponctuels** à l'échelle atomique.

Si la physique constitue évidemment le premier niveau de ce type de modélisation, les deux autres sont mathématique et numérique, dans la mesure où il s'agit de raccorder entre eux des résultats de mesures ou de calculs valables à des échelles différentes, puis de mettre en œuvre les **algorithmes** élaborés. La modélisation multi-physique et multi-échelle n'est donc rendue possible que par la conjonction de deux progrès parallèles : celui de la connaissance des phénomènes élémentaires et celui de la puissance de calcul informatique.

Le CEA est l'un des rares organismes dans le monde à pouvoir développer une telle modélisation multi-physique et multi-échelle dans ses différents secteurs de recherche et de développement en concentrant un vaste ensemble d'outils de modélisation, d'expérimentation et de calcul lui permettant à la fois de démontrer la validité des théories, la pertinence des technologies et de faire progresser les études de composants, tant dans le domaine nucléaire (où s'effectuent d'ailleurs des couplages entre codes partiels CEA et EDF) que, par exemple, dans celui des nouvelles technologies de l'énergie.

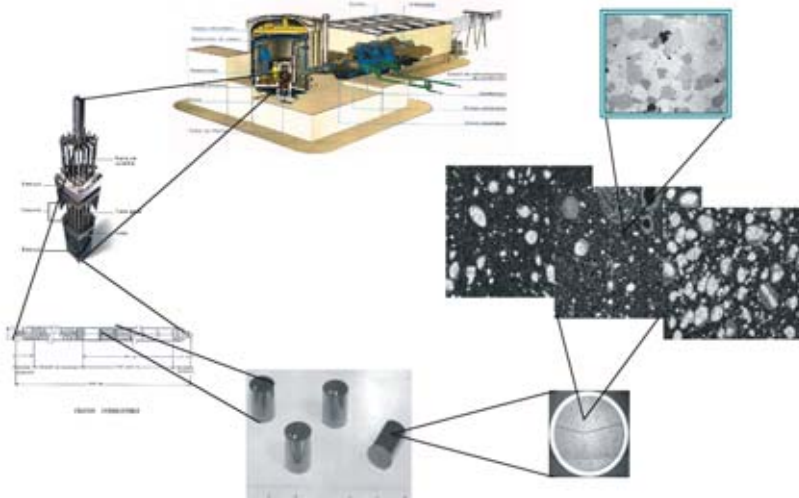


Figure.

L'amélioration de la fiabilité et de la rentabilité du combustible nucléaire nécessite une modélisation fine dudit **combustible** (ici du **MOX**). Les caractéristiques microstructurales (porosité, taille et répartition des **amas**, taille de **grain**...) ont un impact direct sur le comportement du **crayon** combustible sous irradiation, et donc sur la maniabilité du réacteur ainsi que sur la durée de vie de ce crayon.

# Les grandes familles de matériaux nucléaires

Les conditions spécifiques imputables aux rayonnements régnant dans les réacteurs nucléaires imposent d'avoir recours à des matériaux présentant des propriétés particulières qui peuvent être classés en deux grandes catégories : les **matériaux de gainage et de structure** d'une part, et les **matériaux combustibles** d'autre part. Pour les uns comme pour les autres, les six concepts de systèmes de quatrième génération retenus par le **Forum international GEN IV** exigent le plus souvent de privilégier des formules innovantes (tableau p.71). Les propriétés de résistance à la température, à la pression, à la fatigue, à la chaleur, à la corrosion, souvent sous contrainte, que doivent présenter d'une manière générale les matériaux impliqués dans tout *process* industriel doivent, dans le domaine nucléaire, être pour l'essentiel maintenues malgré les effets de l'irradiation, imputables en particulier au flux de **neutrons**. L'irradiation accélère ou amplifie en effet des phénomènes comme le **fluage** (**fluage d'irradiation**) ou en crée d'autres comme le **gonflement** ou la **croissance**, qui désigne une déformation **anisotrope** obtenue sous flux de neutrons en l'absence de toute autre sollicitation. Les matériaux de structure sont notamment soumis au phénomène d'**activation** par bombardement par les neutrons ou d'autres particules (**photons, électrons**). Ceux qui entrent dans la structure des combustibles (les **assemblages**, les **gainés** ou autres **plaques**) sont en outre soumis à d'autres contraintes. Enfin, le **combustible** lui-même est un matériau prenant par exemple, dans les **réacteurs à eau légère** actuels, la forme de **céramiques d'uranium** et/ou de **plutonium frittées** sous forme de pastilles.

L'**irradiation** neutronique peut provoquer une modification importante des propriétés des matériaux. Dans les métaux et leurs alliages, mais aussi dans d'autres matériaux solides comme les céramiques<sup>(1)</sup>, ces changements sont liés à l'évolution des **défauts ponctuels** que cette irradiation produit et aux **atomes** étran-

gers produits par les réactions nucléaires et qui se substituent à l'un des atomes du réseau **cristallin**. La nature et le nombre de ces défauts dépendent à la fois du flux de neutrons et de leur énergie, mais ceux qui provoquent des évolutions structurales notables sont, dans les **réacteurs à neutrons thermiques** comme dans les **réacteurs à neutrons rapides**, les neutrons rapides.

Un cristal présente toujours des défauts, et l'irradiation peut en créer de nouveaux. Les défauts ponctuels sont de deux types : les **lacunes** (un atome est chassé de son emplacement dans le cristal), et les **interstitiels** (un atome excédentaire se place en sur-nombre entre les plans du réseau cristallin).

Les **dislocations**, qui délimitent une région où l'empilement du cristal est perturbé par un glissement localisé affectant un plan atomique, constituent pour leur part des **sources** et des **puits** pour les défauts ponctuels. Les lacunes peuvent se grouper sous forme d'**amas lacunaires**, de **boucles** ou de **cavités**, les interstitiels sous celle d'**amas d'interstitiels** ou de **boucles de dislocation**. Par ailleurs, les atomes de cuivre, de manganèse et de nickel d'un alliage d'acier de cuve, par exemple, tendent à se rassembler en **amas (clusters)** en durcissant l'acier. Enfin, les **joints de grain** sont des défauts qui délimitent deux cristaux d'orientation différente et des facteurs de fragilisation potentiels. De nombreuses propriétés du métal y sont modifiées.

Les dommages causés à ces matériaux s'expriment en **dpa** (déplacements par atome), *n* dpa signifiant que tous les atomes du matériau ont été déplacés *n* fois en moyenne pendant l'irradiation.

## Les structures cristallines

Les matériaux **métalliques** ont une structure cristalline : ils sont constitués de la répétition périodique dans l'espace d'une cellule élémentaire appelée **maille** et constituée d'**atomes** dont le nombre et la position sont précisément déterminés. La répétition de ces structures leur confère des propriétés particulières. Trois de ces structures définissant la position des atomes sont importantes :

- la **structure cubique centrée** (celle à l'ambiante du fer, du chrome, du vanadium). Les matériaux présentent généralement une transition en température de comportement ductile/fragile.

- la **structure cubique à faces centrées** (nickel, aluminium, cuivre, fer haute température).

- la **structure hexagonale** (celle du zirconium ou du titane).

En fonction de la température et de la composition, le métal s'organisera en cristaux élémentaires, les **grains**, avec différentes microstructures, les **phases**. Leur arrangement a une influence importante sur les propriétés des métaux, en particulier des aciers. La **ferrite** du fer pur, à la **structure cubique centrée**, devient une **austénite**, structure **cubique à faces centrées** au-delà de 910 °C. La **martensite** est une structure particulière obtenue par une **trempe** qui la durcit suivie d'un **revenu** qui la rend moins fragile. La **bainite** est une structure intermédiaire entre la ferrite et la martensite également obtenue par trempe puis revenu. Parmi les métaux, les aciers inoxydables à forte teneur en chrome (plus de 13 %), dont la résistance à la corrosion et à l'oxydation est imputable à la formation d'une pellicule d'oxyde de chrome à leur surface, se taillent la part du lion. Si l'on considère que le critère d'inoxidabilité est la teneur en chrome qui doit être supérieure à 13 %, il existe trois catégories principales : les ferritiques, les austénitiques et les austéno-ferritiques.

## Les familles d'aciers

Les **aciers ferritiques** à structure cristalline **cubique centrée** (F17 par exemple) ont une faible concentration de carbone (0,08 à 0,20 %) et une concentration élevée de chrome. Ne contenant en général pas de nickel, ce sont des alliages fer/chrome ou fer/chrome/molybdène dont la teneur en chrome varie de 10,5 à 28 % : ils ne manifestent pas un durcissement appréciable lors de la trempe et ne se durcissent que par écrouissage. Leur coefficient de dilatation est faible, ils sont très résistants à l'oxydation et adaptés aux températures élevées. Dans le nucléaire, l'**acier bainitique** 16MND5 à bas taux de carbone et faiblement allié (1,5 % de manganèse, 1 % de nickel et 0,5 % de molybdène) occupe une place centrale puisqu'il constitue le matériau de cuve des **REP** français, choisi pour ses qualités à une température de 290 °C et soumis à une **fluence** de  $3 \cdot 10^{19} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$  pour des neutrons d'énergie supérieure au **MeV**.

Les **aciers martensitiques**, qui présentent une structure cristalline **cubique centrée**, sont des aciers ferritiques avec moins de 13 % de chrome (9 à 12 % en général) et un maxi-

(1) Les céramiques seront employées seules ou incorporées à des composites pouvant être du type **CerCer** (céramique dans une matrice également céramique) ou **CerMet** (matériau céramique intégré dans une matrice métallique). S'agissant d'un combustible nucléaire, c'est un mélange intime de produits métalliques et de composés réfractaires, les éléments fissiles étant contenus dans une seule phase ou dans les deux.



Areva NP

Virole porte-tubulure de la cuve destinée au réacteur Flamanville 3 d'EDF, le premier EPR devant être construit sur le sol français.

mum de 0,15 % de carbone qui ont subi un *recuit* : ils deviennent martensitiques au saïssissement dans l'air ou dans un liquide après un chauffage dans le domaine austénitique. Ils subissent ensuite un adoucissement par traitement thermique. Ils peuvent contenir du nickel, du molybdène ainsi que d'autres éléments d'addition. Ils sont magnétiques, très rigides et résistants mais peuvent être fragiles aux chocs, notamment à basse température. Ils sont largement utilisés dans l'industrie nucléaire (visserie, robinetterie...) du fait de leur bonne résistance à la corrosion associée à des caractéristiques mécaniques élevées.

Les **aciers austénitiques**, qui se caractérisent par une structure cristalline *cubique à faces centrées*, sont composés autour de 17 à 18 % de chrome, de 8 à 12 % de nickel (qui accroît la résistance à la corrosion : la grande majorité des aciers inoxydables est austénitique), de peu de carbone, éventuellement de molybdène, de titane ou niobium, et surtout de fer. Ils présentent une **ductilité** et une **tenacité** remarquables, un coefficient de dilatation thermique élevé et un coefficient de **conductivité thermique** plus faible que les aciers ferritiques/martensitiques. Parmi les principaux (sous la désignation américaine AISI<sup>(2)</sup> 301 à 304, 308, 316, 316L, 316LN, 316, 316Ti, 316Cb, 318, 321, 330, 347), les 304 et 316 ont eu une importance particulière dans le nucléaire avant d'être abandonnés en raison de leur gonflement excessif sous irradiation. Des dérivés (le 304L des structures internes et des embouts d'assemblages combustibles REP ou le 316Ti des gaines, par exemple) constituent des matériaux de référence. Dans les réacteurs à neutrons rapides, ils entrent notamment (acier 316L[N]) dans la fabrication des **tubes hexagonaux** (typiques des réacteurs comme Phénix), et l'acier austénitique 15/15Ti a été optimisé pour les **aiguilles** de cette filière et a été la solution de

référence pour les gaines des réacteurs RNR à **neutrons rapides**.

Les **austéno-ferritiques** à 0, 8, 20, 32, voire 50 % de ferrite présentent une bonne résistance à la corrosion et une bonne aptitude au soudage, ce qui leur vaut d'être utilisés, moulés, pour les tuyauteries entre cuves et générateurs de vapeur.

Une classe d'alliages particulièrement importante dans le nucléaire est celle des **alliages de nickel**, qui ont une structure austénitique. L'alliage 600 (Inconel 600 d'INCO), alliage de nickel (72 %), de chrome (16 %) et de fer (8 %) de cobalt et de carbone utilisé dans les générateurs de vapeur (ainsi que le 620) et les traversées de couvercle de REP, résistant mal à la corrosion sous contrainte, a été remplacé par le 690, contenant plus de chrome (30 %). Pour certaines pièces, l'Inconel 706, l'Inconel 718 pour les grilles d'assemblages du combustible REP) et l'Inconel X750 avec ajout de titane et d'aluminium ont été choisis pour leur résistance au gonflement et leur très grande résistance mécanique. Pour les générateurs de vapeur de réacteurs à neutrons rapides comme Superphénix, l'alliage 800 (35 % de nickel, 20 % de chrome et un peu moins de 50 % de fer) a été sélectionné. Les alliages 617 (Ni-Cr-Co-Mo) et 230 (Ni-Cr-W) largement utilisés dans l'industrie chimique sont évalués pour les **RTHT** à gaz.

Les **aciers ferritiques-martensitiques** (aciers F/M) sont des aciers à structure *cubique centrée*. Ils regroupent en fait la famille des aciers martensitiques et celle des aciers ferritiques. Ils allient un coefficient de dilatation thermique faible à une forte **conductivité thermique**. Des aciers martensitiques ou ferritiques avec une teneur en chrome comprise entre 9 et 18% voient leur utilisation limitée par leur résistance au fluage plus faible que les austénitiques. Les aciers martensitiques Fe9/12Cr (contenant de 9 à 12 % en masse de chrome) peuvent cependant supporter des températures élevées et sont en cours d'optimisation pour le fluage. Par exemple, l'acier Fe9Cr1Mo au molybdène pourrait convenir pour le tube hexagonal des assemblages des **RNR-Na**. Sous la dénomination d'AFMA (Aciers Ferritiques-Martensitiques Avancés), ils sont particulièrement étudiés pour les réacteurs rapides à gaz.

Les **aciers ferritiques et martensitiques à dispersion d'oxyde** (ODS, pour *Oxide Dispersion Strengthened*) ont été développés afin d'allier la résistance au gonflement

des ferritiques avec une résistance au fluage à chaud au moins égale à celle des austénitiques. Ils constituent actuellement la solution de référence pour le gainage du combustible des futurs réacteurs au sodium.

Le **matériau de gainage** des réacteurs à eau ordinaire, qui a d'abord été de l'acier inoxydable, est maintenant un **alliage de zirconium** choisi pour sa "transparence" aux neutrons dont la structure cristalline est *hexagonale compacte* à basse température et *cubique centrée* à haute température. Les alliages zirconium-fer-chrome les plus utilisés sont les **Zircaloy** à l'étain (Zircaloy-4 dans les REP, Zircaloy-2 dans les REB et ZrNb au niobium dans les VVER) pour leur excellent comportement sous rayonnement et leur aptitude au fluage à chaud.

Après avoir abaissé la teneur en étain afin d'améliorer la tenue à la corrosion, un alliage zirconium-niobium (M5<sup>®</sup>) pour ce gainage est en cours de déploiement.

Parmi les matériaux nucléaires, le **graphite** mérite une mention particulière ; avec l'eau lourde, il est associé aux réacteurs qui doivent fonctionner à l'**uranium naturel**. Il est un **modérateur** intéressant car il absorbe peu les neutrons.

Pour le **RNR-G**, de nouvelles céramiques et de nouveaux alliages doivent être développés, à la frontière des hautes fluences. Les chercheurs espèrent beaucoup des matériaux réfractaires sans métal.

Dans les combustibles à particules, les oxydes d'uranium et de plutonium sont enveloppés par plusieurs couches de **pyrocarbures** et/ou de **carbure** de silicium isolant (**SiC**), éventuellement sous forme fibreuses (**SiCf**). On parle alors de particules revêtues (*Coated particles*, ou CP). Si les billes de UO<sub>2</sub> ou de **MOX** revêtues de SiC constituent la référence, le ZrC pourrait offrir une alternative.

Par ailleurs, les classiques pastilles **frittées** d'oxyde d'uranium (et d'oxyde de plutonium dans les MOX) pourraient laisser la place à des combustibles avancés avec ou sans additifs de chrome afin d'essayer de s'affranchir des problèmes posés par l'**interaction pastille gaine**, liée à la tendance au gonflement de la pastille de céramique combustible sous irradiation.

Les oxydes pourraient être remplacés par des **nitrides** (compatibles avec le procédé de traitement **Purex**) ou par des **carbures** sous forme, par exemple, d'alliage d'uranium plutonium avec 10 % de zirconium.

■ (2) Pour American Iron and Steel Institute.

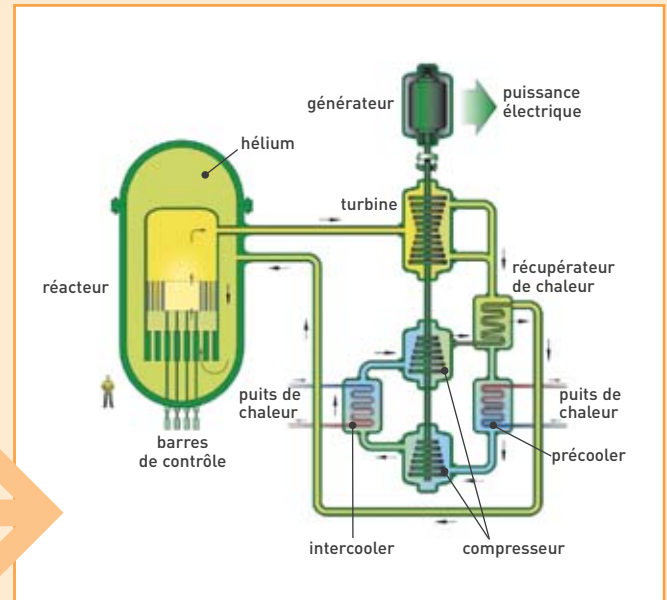
## Les six concepts sélectionnés par le Forum GEN IV

Des six concepts de réacteurs sélectionnés par le **Forum international Génération IV** en fonction de leur capacité à répondre aux critères évoqués, trois, et à terme quatre, mettent en œuvre les **neutrons rapides**, les trois autres (à terme deux) les **neutrons thermiques**. Deux des six systèmes utilisent d'autre part le gaz comme **caloporteur** (ce sont donc des **RCG**, réacteurs à caloporteur gaz). Ces six concepts sont :

### Le GFR

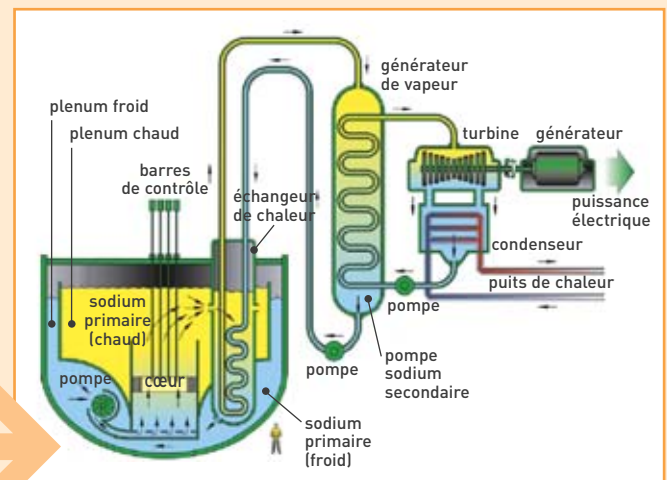
Le **GFR** (*Gas Fast Reactor*, en français **RNR-G**) est un **réacteur à haute température (RHT)** refroidi au gaz, généralement à l'hélium, à **neutrons rapides**, permettant le **recyclage homogène** ou **hétérogène** des **actinides** tout en conservant un gain de **régénération** supérieur à 1. Le concept de référence est un réacteur refroidi à l'hélium en **cycle direct** ou **indirect** avec un rendement élevé (48 %). L'évacuation de la **puissance résiduelle** en cas de dépressurisation est possible en **convection** naturelle quelques heures après l'accident. Le maintien d'une circulation forcée est nécessaire dans la première phase de l'accident. La **puissance volumique** dans le cœur est déterminée de façon à limiter la température du **combustible** à 1600 °C en **transitoire**. Le combustible, innovant, est conçu pour retenir les **produits de fission** (pour une température inférieure à la limite de 1600 °C) et éviter leur relâchement en situations accidentelles. Le recyclage du combustible usé est envisagé sur le site même du réacteur par un procédé soit **pyrochimique**, soit **hydrométallurgique**. Le GFR est un concept très performant en termes d'utilisation des ressources naturelles et de minimisation des déchets à **vie longue**. Il se situe dans la ligne technologique gaz, en complément des concepts à spectre thermique GT-MHR<sup>(1)</sup>, PBMR<sup>(2)</sup> et VHTR.

- (1) GT-MHR: Gas-Turbine Modular High Temperature Reactor.  
 (2) PBMR: Pebble Bed Modular Reactor.



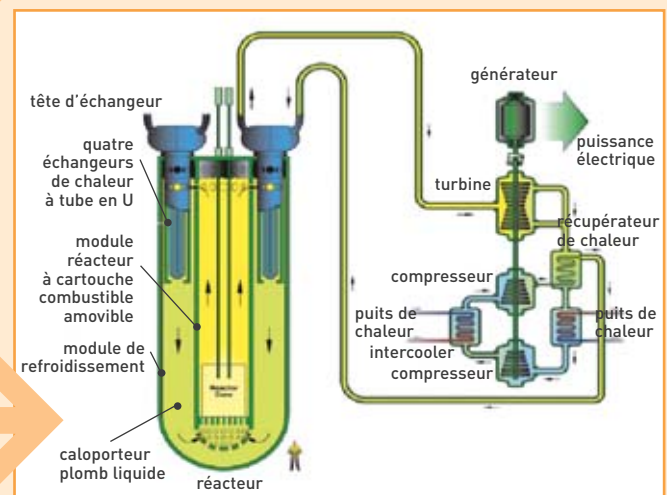
### Le SFR

Le **SFR** (*Sodium Fast reactor*, en français **RNR-Na**) est un réacteur refroidi au **sodium** liquide, à neutrons rapides associé à un **cycle fermé** permettant le recyclage de l'ensemble des actinides et la régénération du plutonium. Du fait de la régénération de la matière **fissile**, ce type de réacteur peut fonctionner très longtemps sans intervention sur le **cœur**. Deux options principales sont envisagées : l'une qui, associée à un **retraitement** de combustible métallique, conduit à un réacteur de puissance unitaire intermédiaire de 150-500 MWe, l'autre, caractérisée par un retraitement **Purex** de combustible mixte d'oxydes (**MOX**), correspond à un réacteur de puissance unitaire élevée, entre 500 et 1 500 MWe. Le SFR présente de très bonnes propriétés d'utilisation des ressources naturelles et de gestion des actinides. Il a été évalué comme ayant de bonnes caractéristiques de sûreté. Plusieurs prototypes de SFR existent dans le monde, dont Joyo et Monju au Japon, BN600 en Russie et Phénix en France. Les principaux enjeux de recherche concernent le recyclage intégral des actinides (les combustibles comportant des actinides sont **radioactifs**, donc délicats à fabriquer), l'inspection en service (le sodium n'est pas transparent), la sûreté (des approches de sûreté **passive** sont à l'étude) et la réduction du coût d'investissement. Le remplacement de l'eau par du CO<sub>2</sub> **supercritique** comme fluide de travail dans le système de conversion est également à l'étude.

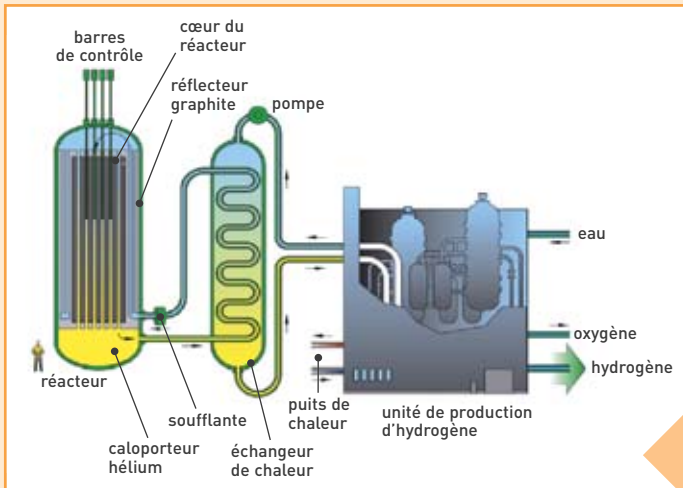


### Le LFR

Le **LFR** (*Lead Fast Reactor*, en français **RNR-Pb**) est un réacteur refroidi au plomb (ou alliage au plomb-plomb-bismuth), à neutrons rapides associé à un cycle fermé du combustible permettant une utilisation optimale de l'**uranium**. Plusieurs systèmes de référence ont été sélectionnés. Les puissances unitaires vont de 50-100 MWe, pour les concepts dits *battery* jusqu'à 1 200 MWe, incluant les concepts modulaires de 300-400 MWe. Ces concepts ont une gestion du combustible à longue durée (10 à 30 ans). Les combustibles peuvent être soit métalliques, soit de type **nitruure** et permettent le recyclage de l'ensemble des actinides.

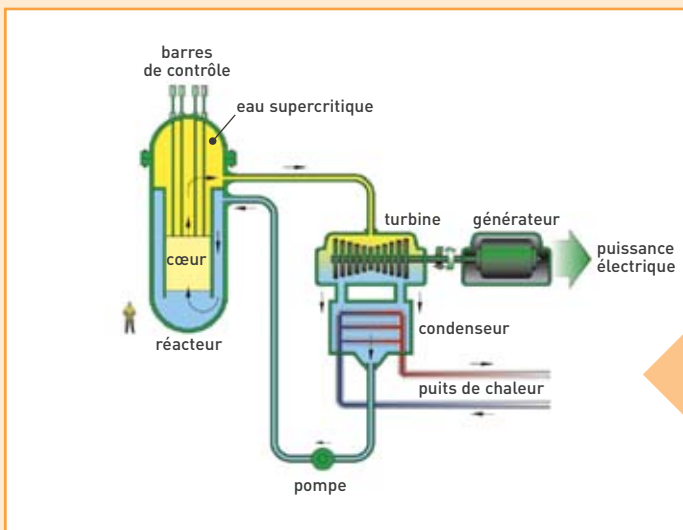






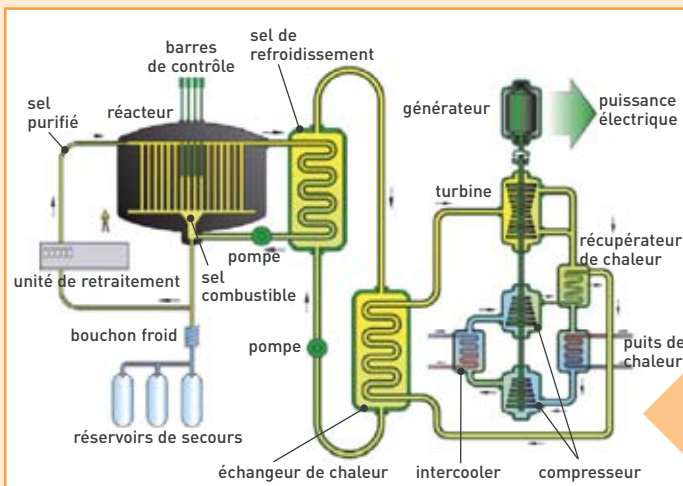
## Le VHTR

Le **VHTR** (*Very High Temperature Reactor*, en français **RTHT**) est un **réacteur à très haute température** à **neutrons thermiques** refroidi au gaz hélium et initialement prévu pour fonctionner avec un **cycle** de combustible **ouvert**. Ses points forts sont l'économie et surtout la sûreté. Son aptitude au développement durable est similaire à celle d'un réacteur de troisième génération, en raison de l'utilisation d'un cycle ouvert. Il est dédié à la production d'**hydrogène**, même s'il doit aussi permettre la production d'électricité (seule ou en **cogénération**). La particularité du VHTR est son fonctionnement à très haute température (>1000 °C) pour fournir la chaleur nécessaire à des procédés de décomposition de l'eau par cycle **thermochimique** (iode/soufre) ou **électrolyse** à haute température. Le système de référence a une puissance unitaire de 600 MWth et utilise l'hélium comme caloporteur. Le cœur est constitué de blocs prismatiques ou de boulets.



## Le SCWR

Le **SCWR** (*Supercritical Water Reactor*, en français **RESC**) est un réacteur refroidi à l'eau supercritique à neutrons thermiques dans une 1<sup>re</sup> étape (**cycle** du combustible **ouvert**) et à neutrons rapides dans sa configuration aboutie (cycle fermé pour un recyclage de l'ensemble des **actinides**). Deux cycles de combustible correspondent à ces deux versions. Les deux options ont un point de fonctionnement en eau supercritique identique : pression de 25 MPa et température de sortie du cœur de 550 °C permettant un rendement thermodynamique de 44 %. La puissance unitaire du système de référence est de 1700 MWe. Le SCWR a été évalué comme ayant un potentiel élevé de compétitivité économique.



## Le MSR

Le **MSR** (*Molten Salt Reactor*, en français **RSF**) est un réacteur à sels fondus (cœur liquide et cycle fermé par traitement continu par **pyrochimie**), à neutrons thermiques et plus précisément **épithermiques**. Son originalité est la mise en œuvre d'une solution de **sels fondus** servant à la fois de combustible (liquide) et de caloporteur. La régénération de la matière fissile est possible avec un cycle uranium-**thorium** optionnel. Le MSR intègre dans sa conception un recyclage en ligne du combustible et offre ainsi l'opportunité de regrouper sur le même site un réacteur producteur d'électricité et son usine de retraitement. Le sel retenu pour le concept de référence (puissance unitaire de 1000 MWe) est un fluorure de sodium, de zirconium et d'actinides. La **modération** de spectre est obtenue dans le cœur par la présence de blocs de graphite traversés par le sel combustible. Le MSR comprend un circuit intermédiaire en sels fluorures et un circuit tertiaire à eau ou hélium pour la production d'électricité.