Quel **combustible** pour les **RNR-G ?**

Les défis que le combustible d'un réacteur rapide refroidi au gaz devra relever sont à la hauteur des espoirs placés dans une filière qui veut cumuler les avantages d'un spectre neutronique rapide, gage d'une utilisation optimale des matières, et ceux de la haute température, clé des hauts rendements énergétiques. Si l'option combustible "carbure" a été choisie pour les premières irradiations de démonstration, l'option "nitrure", qui demande encore des approfondissements, reste envisageable dans l'avenir.



e concept de réacteur à **neutrons rapides** à **caloporteur** gaz (**RNR-G**) se présente à la fois comme une alternative au réacteur à neutrons rapides refroidi au **sodium** (**RNR-Na**) et comme une déclinaison "durable" du réacteur à **neutrons thermiques** à très haute température à caloporteur gaz (**RTHT**), voir l'encadré *Les six concepts sélectionnés par le Forum GEN IV*, p. 6. Ce **système de quatrième génération** ambitionne de concilier l'avantage procuré par l'utilisation d'un **spectre rapide** vis-à-vis de la valorisation énergétique des ressources en **uranium naturel** et l'atout des hautes températures par la mise en œuvre d'un caloporteur inerte et transparent aux **neutrons**, l'hélium, qui permet d'envisager un **cycle de conversion d'énergie** à très haut rendement.

En raison des médiocres qualités d'extraction d'énergie calorifique de l'hélium sous pression comparativement à un métal liquide, le **cœur** d'un RNR-G doit dédier une fraction importante de son volume au caloporteur. De plus, la vocation de ce cœur à dégager un **gain de régénération interne** légèrement positif, condition restreignant l'enrichissement en **plutonium**, rend incontournable l'emploi d'un matériau **fissile** à forte densité en **atomes lourds**, et qui de surcroît est tenu d'être réfractaire. Les matériaux **combustibles** qui répondent le mieux à ce cahier des charges sont les **carbures** et les **nitrures d'actinides** (voir le tableau de l'article *Quel combustible pour les RNR-Na*?, p. 33).

Le cahier des charges du combustible

La chaudière de référence actuelle est basée sur un cœur d'une puissance de 1 200 **MWe**, soit une puissance thermique de l'ordre de 2 400 **MWth** pour un rendement estimé à 50 %. Les critères neutronique et thermo-aéraulique imposent pour les trois entités principales du cœur les fractions volumiques suivantes : 40 % pour le caloporteur, 38 % pour les structures de l'**assemblage** et la première **barrière** de l'élément combustible, et 22 % pour la phase fissile proprement dite.

S'agissant d'un système à haut rendement, la température du caloporteur en sortie du cœur sera très élevée, de l'ordre de 850 °C. Afin d'assurer une bonne compétitivité économique, le temps de séjour des assemblages dans le cœur devra être optimisé et permettre d'atteindre, *a minima*, un **taux de combus**- La chaîne Titans du Lefca [Laboratoires d'études et de fabrications expérimentales de combustibles nucléaires avancés] au CEA/Cadarache est destinée à la fabrication des combustibles des réacteurs de quatrième génération. Les carbures d'actinides y seront notamment fabriqués et certaines de leurs caractérisations y seront réalisées.



tion de 5 %**FIMA**⁽¹⁾ avec un objectif plus ambitieux de 10 %FIMA. En outre, de manière à réduire le flux de **déchets HAVL** dans le **cycle**, ce combustible – à l'instar de celui du RNR-Na – devra pouvoir incorporer des **actinides mineurs** à hauteur de quelques pour cent.

Les matériaux de structure entrant dans la constitution de l'élément combustible et de l'assemblage doivent être capables de supporter des températures avoisinant 1000 °C en fonctionnement nominal et susceptibles d'atteindre 1600 °C en **transitoires** accidentels, tout en permettant de garantir conjointement, en toutes circonstances et tout au long de la durée de vie, le confinement de la matière fissile et des **produits de fission** ainsi que la tenue mécanique du cœur. Les matériaux **céramiques composites** semblent *a priori* les seuls aptes à répondre à ce cahier des charges (voir *Les propriétés des matériaux non métalliques mises à profit*, p.78).

Deux concepts d'intérêt pour l'élément combustible

La logique voudrait que le combustible du RNR-G se présente dans la continuité de celui de la famille des réacteurs à haute température (RHT). Ces réacteurs à neutrons thermiques, **modérés** par du **graphite** et refroidis à l'hélium, utilisent un combustible sous forme de noyaux de taille millimétrique enrobés de carbone et de céramique. Ces particules, qui sont réparties dans une **matrice** graphite, permettent de constituer des cœurs réfractaires et très robustes (voir *Les réacteurs à haute température: un passé récent et un futur proche*, p.51).

L'idée première fut donc d'essayer d'adapter cette "bille magique" aux contraintes neutronique et thermique du cœur du RNR-G. Malheureusement, l'analyse fonctionnelle du combustible ⁽²⁾ permettant de répondre au cahier des charges du cœur a conduit à éliminer un certain nombre de concepts. Tous ceux basés sur des particules dispersées dans une matrice ont été écartés, car ils ne pouvaient remplir les conditions demandées en termes de **puissance volumique**, de température maximale de fonctionnement ou de comportement thermo-aéraulique.

In fine, seuls deux concepts affichent à ce jour un certain potentiel, compte tenu des fortes contraintes qu'impose le cahier des charges de fonctionnement du RNR-G. Le premier de type *plaque macro-structurée* combine les avantages d'une géométrie plan, en terme d'optimisation de l'échange thermique avec le caloporteur, et l'intérêt de la structure interne alvéolée, vis-à-vis de la tenue mécanique de l'élément et du confinement au plus près des produits

critères		plaque	aiguille
maîtrise de la thermique du combustible		+	-
impact d'un relâchement notable des produits de fission gazeux et de l'hélium		-	+
tenue mécanique de l'élément combustible pour un chargement :	à contrainte imposée	-	+
	à déformation imposée	+	

de fission. Le second de type *aiguille cylindrique*, qui s'inspire pour partie des éléments combustibles des réacteurs à eau légère (REL) et des RNR-Na, devra néanmoins subir certaines adaptations pour répondre aux contraintes du cœur du RNR-G. Ces deux concepts présentent des avantages et des inconvénients (tableau).

L'aiguille cylindrique

Concernant l'aiguille, le phénomène qui va limiter la durée de vie est, une fois le jeu de fabrication comblé, une interaction mécanique entre le combustible et la gaine d'une amplitude exceptionnelle. Ainsi, le bon comportement des aiguilles combustibles (le crayon) des réacteurs à eau sous pression (REP) dans une telle occurrence est dû aux excellentes propriétés mécaniques sous irradiation du matériau de gaine pendant toute la phase d'irradiation à jeu rattrapé (3). Pour l'aiguille RNR-Na, l'absence d'interaction mécanique notoire résulte plutôt d'une répartition équitable entre un combustible "chaud", donc très malléable, capable d'accommoder une partie de la déformation dans ses propres vides et une gaine qui, par des mécanismes de **gonflement** et de fluage d'irradiation, peut permettre un accroisse-



Figure 1.

Représentation schématique d'éléments combustibles de type aiguille pour le RNR-G. Les colonnes fissiles des deux demi-aiguilles basse et haute ne sont pas d'égale longueur, de façon à équilibrer la pression des produits de fission gazeux dans les volumes bas et haut, dont les températures en fonctionnement sont respectivement les températures d'entrée et de sortie du caloporteur.

(1) Il s'agit ici d'un taux de combustion moyen sur l'ensemble du cœur.

(2) Il convient d'assurer les fonctions de : production d'énergie correspondant aux objectifs à atteindre en terme de **densité de puissance**, transfert de la chaleur produite au caloporteur visant à minimiser la résistance thermique et la réduction des **pertes de charge**, confinement des produits de fission par minimisation de la perméabilité des barrières de confinement.

(3) Les gaines des crayons REP sont tout de même susceptibles d'être très fortement sollicitées lors de transitoires de puissance pendant lesquels le fluage de la gaine ne peut s'exercer suffisamment pour relaxer les contraintes.

Tableau. Les avantages (+) et les inconvénients (-) ou (--) relatifs des concepts de types plaque macro-structurée et aiguille cylindrique.

ment substantiel du volume interne de l'aiguille. Dans le cas d'une aiguille RNR-G, il n'est absolument pas question de compter sur un comportement "bienveillant" des différents matériaux devant entrer dans sa constitution. Le combustible plutôt "froid" flue difficilement et gonfle au moins deux fois plus vite qu'un **combustible oxyde**. La gaine en matériau céramique ne possède ni une **ductilité** en plasticité et en fluage ni une **ténacité** suffisantes pour accommoder cette interaction sans s'endommager de facon rédhibitoire.

La réflexion afférente à la conception d'une aiguille pour le RNR-G doit porter par conséquent sur sa capacité à fonctionner hors interaction mécanique le plus longtemps possible. Cela revient à trouver le meilleur compromis parmi un ensemble de paramètres de fabrication et de fonctionnement tels que le diamètre, le jeu initial entre le combustible et la gaine, la porosité de fabrication du combustible, la puissance linéique maximale... De plus, les études de pré-dimensionnement ont montré que l'utilisation de gaines en matériaux céramiques limite à un mètre la longueur maximale admissible du tube de gaine. Ainsi, les concepteurs s'orientent aujourd'hui vers une structure en deux "demi-aiguilles" tête-bêche dont les volumes d'expansion des produits de fission gazeux seraient en dessous et au-dessus du cœur (figure 1).

La plaque macro-structurée : un élément combustible innovant

Des deux types d'élément combustible potentiellement en mesure d'apporter une réponse en adéquation avec le fonctionnement aux très hautes températures (température de la gaine supérieure à 1 000 °C) et aux fortes **fluences** de neutrons rapides requises par les systèmes RNR-G, seul l'élément plaque macro-structurée constitue une solution conceptuellement originale.

Ces plaques combustibles sont destinées à être insérées sous forme de trois rayonnages à 120 degrés dans la section hexagonale de l'assemblage (voir Les réacteurs à neutrons rapides à caloporteur gaz, p. 38). L'âme combustible de la plaque est un cercer macro-structuré comprenant la matrice céramique de structure alvéolaire (rayon de nid-d'abeilles) et la phase fissile sous forme de comprimés cylindriques placés dans chacune des alvéoles du rayon. Cette âme fissile est gainée sur ses deux faces par deux plaques également en matériau céramique, assurant la fermeture des alvéoles et l'échange thermique avec le caloporteur gaz (figure 2). Le pré-dimensionnement de ces plaques conduit actuellement à une épaisseur inférieure à 10 mm, une largeur de 120 mm et une longueur de l'ordre de 250 mm.

Quels sont les avantages théoriques de ce concept? Le transfert thermique de la source de puissance vers le caloporteur est optimisé, avec une résistance thermique minimale entre le comprimé combustible et la gaine, et une surface d'échange maximale entre la gaine et le caloporteur. Cette bonne gestion de l'échange thermique tout au long de l'irradiation permet une régulation de la température du combustible quel que soit le niveau de relâchement des produits de fission gazeux dans l'alvéole (figure 3).

La présence dans chacune des alvéoles d'un espace autour du comprimé combustible, dû à la combi-



naison des géométries cylindrique et hexagonale, permet de recueillir les produits de fission gazeux. Ce volume est dimensionné de façon à limiter leur mise en pression dans toutes les situations de fonctionnement (figure 4).

La plaque présente une bonne tenue mécanique face aux chargements en pression et aux interactions mécaniques entre le combustible et le gainage. L'interaction entre le comprimé et la cellule se limite à la seule dimension orthogonale au plan de la plaque, ce qui rend possible de minimiser les contraintes en accommodant la déformation imposée par le gonflement du combustible par flexion de la gaine et par



Figure 2.

À gauche, éclaté d'une plaque combustible macro-structurée pour le RNR-G; à droite, détails d'une alvéole. Les pastilles combustibles sont réparties régulièrement dans les alvéoles hexagonales en matériau céramique pour optimiser le taux de remplissage en matière fissile. Chaque cellule est étanche et indépendante de ses voisines. En cas de rupture du confinement de l'une des cellules, le relâchement des produits de fission gazeux est limité à cette cellule et reste à un faible niveau.



Figure 3. Modélisation thermique d'un secteur d'alvéole d'une plaque combustible macro-structurée. Les représentations 3D montrent la répartition de la température dans le comprimé combustible, les jeux pour les gaz et les structures de la plaque. Le schéma indique que la température au point central du comprimé est relativement stable sur la durée de l'irradiation.



Figure 4. Schéma de conception des alvéoles de la plaque macro-structurée avec leur comprimé combustible. Les dimensions principales des alvéoles ainsi que la forme du comprimé ont été définies à la suite d'une étude paramétrique.

déformation radiale du comprimé par un mécanisme de fluage activé par l'irradiation. De plus, l'emploi de comprimés combustibles de forme bombée permet d'assurer un contact progressif, évitant ainsi les concentrations de contraintes.

Des matériaux céramiques renforcés pour la première barrière

Le strict respect du cahier des charges impose impérativement l'utilisation de matériaux céramiques pour les structures de la plaque. En effet, les **alliages** de métaux réfractaires (molybdène Mo⁽⁴⁾, niobium Nb, tantale Ta, tungstène W), qui ont un très fort pouvoir d'absorption **neutronique**, ne sont pas acceptables sans une baisse considérable des performances du cœur. Par ailleurs, l'emploi de céramiques monolithes telles que le carbure de silicium (SiC) ne peut pas être un instant envisagé, compte tenu de leur très faible ténacité (< 5 MPa · m^{1/2}). Par conséquent, il est nécessaire de faire appel à des matériaux céramiques renforcés, *a priori* les seuls susceptibles de dégager un "consensus" entre les propriétés thermique, neutronique et mécanique, et le



Figure 5.

Micrographies obtenues au microscope à balayage d'un composite céramique SiC/SiC. Ce matériau est formé de fibres SiC enrobées d'un matériau interphase noyées dans une matrice SiC. Le composite résulte de l'assemblage des fibres en fils (échelle microscopique), fils qui sont ensuite tissés en plis (échelle mésoscopique). L'assemblage final des plis (échelle macroscopique) constitue le composite. Il faut noter la présence de porosités de taille importante. [Examen réalisé au Laboratoire des composites thermostructuraux LCTS, UMR 5801, CNRS-Snecma-CEA-Université Bordeaux 1). fonctionnement exigeant des éléments combustibles plaque et aiguille.

La mise en œuvre de composites à base de fibres longues peut contribuer de manière décisive à la solution recherchée (figure 5). Ces matériaux apporteraient une plus grande tolérance à la déformation et à l'endommagement (5) par rapport aux céramiques monolithes, grâce aux caractéristiques de leur renfort fibreux (voir Les propriétés des matériaux non métalliques mises à profit, p.78). Malgré tout, en l'état actuel du savoir-faire, ils ne présentent pas une étanchéité suffisante a minima aux gaz rares (6) (produits de fission gazeux formés pendant l'irradiation et hélium du caloporteur). Par conséquent, il sera indispensable pour garantir la fonction de confinement de la première barrière de recourir, soit à des revêtements étanches (adhérence avec le composite), soit à des liners (non-adhérence) constitués d'alliages métalliques réfractaires de faible épaisseur. Cette exigence a pour effet de singulièrement compliquer la fabrication de ces éléments combustibles par rapport aux crayons ou aiguilles des filières REP ou RNR-Na, qui emploient des gainages métalliques assurant à la fois les deux fonctions d'étanchéité et de tenue mécanique.

De son côté, la phase fissile nécessite tout autant une optimisation importante pour répondre aux exigences d'utilisation des deux concepts d'éléments combustibles RNR-G.

Entre le carbure et le nitrure, le cœur du RNR-G balance

Une évaluation comparative en termes de performance du cœur, de sûreté et de niveau d'industrialisation a été menée entre le carbure et le nitrure d'actinides, qui sont les deux matériaux combustibles les plus crédibles pour le RNR-G.

Les performances

Incontestablement, le carbure offre les meilleures performances, en particulier en termes de volume de cœur et de matière fissile immobilisée. Pour atteindre un niveau de performances équivalent, le nitrure impose d'inclure dans le cycle un taux d'**enrichissement** d'au moins 50 % at. en azote 15 (isotope ¹⁵N) pour lequel une évaluation technico-économique est à réaliser⁽⁷⁾. Concernant les déchets, l'analyse montre que, dans tous les cas, la **radiotoxicité potentielle** induite par le carbone 14 (¹⁴C), formé pendant l'irradiation par réaction (n,**p**) sur le ¹⁴N, reste très inférieure à celle générée par 0,1 % des actinides⁽⁸⁾ et que ce volume de déchets créé par la présence d'un

(4) Le molybdène naturel, qui possède 7 isotopes, peut être, par un procédé d'enrichissement, débarrassé de ses isotopes les plus absorbants (> ⁹⁶Mo) pour obtenir un molybdène "allégé" beaucoup moins pénalisant du point de vue de la neutronique. Cependant, l'intérêt technico-économique d'un tel procédé à l'échelle industrielle semble aujourd'hui plutôt improbable.

(5) Un matériau composite possède des capacités de déformation supérieures à une céramique classique, grâce à une ductilité apparente qui résulte en fait d'un endommagement interne progressif entre les fibres le constituant et la matrice. Toutefois, cet endommagement du matériau a aussi pour conséquence fâcheuse d'augmenter sa perméabilité aux gaz.

(6) Gaz rares: **éléments** de la colonne 18 de la classification de Mendeleïev (hélium, néon, argon, krypton, xénon et radon).

matériau inerte est du même ordre de grandeur que celui dû aux produits de fission. Par ailleurs, pour le nitrure, une production de gaz supplémentaire est à considérer : de l'hélium par réaction (n, α) sur le ¹⁴N, qui représente environ 20 % du volume des produits de fission gazeux, et deux fois plus de **tritium**. Cette formation d'hélium a pour conséquence immédiate de réduire le taux de combustion des éléments combustibles toutes choses égales par ailleurs. La production de tritium a, quant à elle, un impact sur la contamination des circuits et du caloporteur.

Le comportement sous irradiation

Les études et programmes d'irradiation réalisés durant la période 1960-1990, en particulier aux États-Unis, en Europe et plus récemment au Japon, ont permis de mettre en évidence l'importance de certains paramètres de fabrication des combustibles carbure et nitrure sur leur comportement en réacteur (gonflement, relâchement des produits de fission gazeux, interactions mécanique et chimique avec la gaine). Dernièrement, des examens d'irradiations réalisées dans les RNR-Na Phénix (voir Phénix, un outil unique dans le domaine du combustible, p.98) et Joyo au Japon ont confirmé que, dans certaines conditions de fonctionnement en système fermé et à hautes températures, le nitrure pouvait présenter des signes de dissociation de la phase (U,Pu)N avec précipitation de phase métallique enrichie en plutonium dans le jeu entre le combustible et la gaine (figure 6). Partant de ce retour d'expérience, puis en le resituant dans le contexte de fonctionnement d'un élément combustible pour RNR-G, des recommandations concer-

(7) L'azote naturel contient moins de 0,5 % at. d'isotope ¹⁵N, qui est beaucoup moins **capturant** que l'isotope majoritaire ¹⁴N. Il faudrait en prévoir entre 6 et 10 **MUTS** selon le procédé et la teneur visée pour un parc de RNR-G de 400 **TWh** (équivalent au parc français actuel).

(8) Cette valeur correspond au taux de pertes considéré comme acceptable pour l'ensemble du cycle.



Le réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium Joyo au Japon. Le développement de la filière des RNR-G nécessite des irradiations dans des réacteurs expérimentaux à neutrons rapides comme Joyo et Phénix, pour tester les combustibles et les matériaux innovants.



Figure 6. À droite, cartographies obtenues avec une microsonde de Castaing sur la zone périphérique d'une section d'une aiquille combustible nitrure (à gauche) irradiée dans Phénix (principales données d'irradiation - taux de combustion maximal: 5,8 %FIMA, durée d'irradiation : 362 JEPP, endommagement de la gaine : 47,5 dpa). Cet examen a été réalisé au Laboratoire d'examen des combustibles actifs (Leca, CEA/Cadarache). En haut, l'image électronique et en bas l'image X du Pu, qui montre clairement la présence d'une phase métallique riche en plutonium à l'interface pastille/gaine (zone claire de l'image).



Le FBTR (*Fast Breeder Test Reactor*), réacteur à neutrons rapides à caloporteur sodium, situé en Inde à Kalpakkam, délivre une puissance de 40 MWth et utilise comme combustible du carbure d'actinides. Les difficultés rencontrées lors de la fabrication de ce combustible ont conduit les Indiens à abandonner cette filière pour leur RNR-Na de 500 MWe en cours de construction également à Kalpakkam, le PFBR (*Prototype Fast Breeder Reactor*).

nant la composition chimique (teneur en impuretés, notamment l'oxygène) et la microstructure de la phase fissile (taille de **grain**, proportion et nature de la porosité de fabrication) ont été proposées pour en optimiser le comportement sous irradiation.

La sûreté

Carbure et nitrure d'actinides présentent des propriétés sensiblement voisines quant à leur température et à leur cinétique d'ignition. Néanmoins, le carbure, du fait de son instabilité morphologique en présence de traces d'oxygène ou d'eau, possède un seuil d'inflammation beaucoup plus faible. Pour les mêmes raisons, il est difficile de l'élaborer exempt d'impuretés, lesquelles peuvent influer pernicieusement sur le comportement en réacteur. Sa manipulation lors des étapes de fabrication du combustible impose une maîtrise parfaite des conditions expérimentales, ce qui peut s'avérer très difficile à obtenir



Le réacteur expérimental BR2 de Mol en Belgique, dans lequel seront effectuées plusieurs irradiations de démonstration des concepts de types plaque et aiguille.



Figure 7.

Projet d'irradiation "Irrdemo" d'éléments combustibles de type mini-plaque macro-structurée dans le réacteur expérimental BR2 de Mol (Belgique).

dans une unité industrielle. Le nitrure présente sur ce thème une plus grande tolérance. Concernant le fonctionnement en réacteur, les analyses de scénarios d'accident montrent que le composé d'actinides n'intervient qu'en cas de rupture du confinement local et qu'alors le caractère pyrophorique (capacité de s'enflammer spontanément à l'air), quelle que soit la nature du composé d'actinides, induit des effets négligeables par rapport aux autres phénomènes à prendre en compte dans une telle situation.

L'industrialisation

Le retour d'expérience n'est pas dans l'ensemble discriminatoire entre carbure et nitrure. Il faut néanmoins noter l'abandon par l'Inde de la filière carbure pour son futur RNR-Na, du fait, semble-t-il, des nombreuses difficultés rencontrées lors de la fabrication du combustible du réacteur FBTR (*Fast Breeder Test Reactor*) de Kalpakkam. Par rapport aux procédés de fabrication existants, un saut technologique est indispensable dans le cas du carbure pour maîtriser la pyrophoricité et les impuretés. Pour le nitrure, un saut technologique est également nécessaire, soit pour atteindre un taux d'enrichissement en ¹⁵N suffisant à un coût raisonnable, soit pour piéger le ¹⁴C.

L'option reste ouverte

Le choix définitif entre combustibles carbure et nitrure comme phase fissile pour l'élément combustible d'un RNR-G industriel n'est pas encore arrêté. En particulier, la "facilité" avec laquelle se fera l'introduction future d'actinides mineurs, même en faible quantité dans le composé fissile, pourra jouer un rôle sur la sélection du matériau. Aujourd'hui, d'une part, pour les irradiations de faisabilité (irradiation Futurix-Concepts dans Phénix de 2007 à 2009) et d'autre part, pour les irradiations de démonstration des concepts de types plaque et aiguille, qui sont en cours de définition et dont les premiers résultats sont attendus en 2012 (figure 7), l'option combustible carbure, qui présente moins d'incertitudes que le nitrure, a été préférée.

> > Michel Pelletier, Alain Ravenet, Nathalie Chauvin et Jean-Michel Escleine Direction de l'énergie nucléaire CEA Centre de Cadarache

MÉMO A

Les éléments d'un système nucléaire

n 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*-



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, recoit 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 ralentissent 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^[1] 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 retraiter 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) permettent 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**⁽¹⁾ 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.

(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).

MÉMO B

Filières, générations et spectres neutroniques

es 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



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 guelgue 20000 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

MÉMO suite B

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⁽¹⁾ 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.

 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 WER 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 (D₂O) 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 Il 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.

MÉMO C

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 η de la conversion est toujours inférieur au rendement de Carnot :

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

où $T_{\rm c}$ est la température de la source chaude et $T_{\rm f}$ 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 eu 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^e génération. Celui-ci peut passer à 36-38 % pour un REP de 3^e génération comme l'EPR, en augmentant la température, car l'éguation 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.



Figure.

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

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 T1 de 850 °C à 1000 °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 $(1\rightarrow 2)$, brûler le mélange air-combustible dans la chambre de combustion $(2 \rightarrow 3)$. détendre les gaz brûlés dans une turbine $(3\rightarrow 4)$. 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.

MÉMO D

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

a 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 brigues 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



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.

fissures, des soudures ou des supports. La modélisation multi-physique et multi-échelle pose donc de facon 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 multiéchelle 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 multiéchelle 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.

MÉMO E

Les grandes familles de matériaux nucléaires

es conditions spécifiques imputables aux ravonnements 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 fatique, 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 gaines ou autres plaques) sont en outre soumis à d'autres contraintes. Enfin, le combustible luimême 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⁽¹⁾, ces changements sont liés à l'évolution des **défauts ponctuels** que cette irradiation produit et aux **atomes** étran-

(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. 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 surnombre 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'intersticiels 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'inoxydabilité 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 $3 \cdot 10^{19}$ n \cdot 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-



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 saisissement 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⁽²⁾ 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 316Tie 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

MÉMO suite

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 conductibilité 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 Strenghtened) 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 austénitigues. 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 WER) 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[®]) 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 pyrocarbones 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_2 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 nitrures (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^[1], PBMR^[2] 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 CO₂ 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 **nitrure** et permettent le recyclage de l'ensemble des actinides.











sel de barres refroidissement de contrôle puissance sel générateur réacteur purifié electrique turbine écupérateur pompe de chaleur sel unité de retraitement combustible bouchon froid puits de pompe , chaleui réservoirs de secours échangeur de chaleur intercooler compresseur

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^{re} 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.

matériaux combustibles	oxyde (U,Pu)O ₂ *	carbure (U,Pu)C*	nitrure (U,Pu)N*	alliage métallique U-Pu-Zr*
densité théorique en atomes lourds	9,7	12,9	13,5	14,1
température de fusion (°C)	2 730	2 305	2 720**	1 070
conductivité thermique à 1 000 °C*** (W/m·K)	2,1	12,8	13,5	17,5
coefficient de dilatation thermique moyenne 20→1 000 °C*** (10 ⁻⁶ /K)	12,5	12,4	10	17
pays ayant un retour d'expérience du combustible à l'échelle d'un <mark>cœur</mark> de RNR	France, États-Unis, Grande-Bretagne, Allemagne, Russie, Japon	Inde, Russie	Russie****	États-Unis, Grande-Bretagne

Tableau. Les caractéristiques de différents matériaux combustibles.

* Pour 20 % de Pu. ** Décomposition partielle possible dès 1 750 °C. *** À 500 °C pour l'U-Pu-Zr. **** Uniquement de l'**uranium enrichi**.