# Les réacteurs à **haute température** : un passé récent et un futur proche

Si les réacteurs à haute température ont connu des développements importants dans le passé, en particulier en Europe, des efforts de R&D significatifs sont nécessaires afin de permettre – innovation majeure – le déploiement de réacteurs modulaires susceptibles d'être couplés de façon fiable et économique à un processus industriel. L'objectif ? Réaliser avant la fin de la prochaine décennie, plus rapidement que pour les autres systèmes de quatrième génération, un prototype industriel couplé à un tel processus. Le groupe Areva s'inscrit dans cette démarche avec le projet ANTARES.

Les technologies de base des réacteurs à haute température (RHT, en anglais HTR) ont été établies entre les années 60 et 80. Plusieurs réacteurs expérimentaux ont été réalisés, Dragon en Grande-Bretagne, AVR en Allemagne et Peach Bottom aux États-Unis. Des réacteurs de puissance industriels ont été construits et exploités dans les années 70 et 80, Fort Saint Vrain aux États-Unis et le THTR 300 (*Thorium High Temperature Reactor*) en Allemagne.

Ces réacteurs partagent un certain nombre de caractéristiques communes. Ils utilisent de l'**hélium** comme fluide **caloporteur** et du **graphite** comme **modérateur**. Ils mettent en œuvre une technologie spécifique de **combustible** sous forme de particules enrobées de plusieurs couches de revêtement. Ils bénéficient de la capacité thermique élevée du graphite qui forme le **cœur** et les **réflecteurs**, des caractéristiques à haute température des composants du cœur; de la stabilité et de l'inertie chimiques du fluide caloporteur, du combustible et du modérateur, de la capacité élevée de rétention des **produits de fission** par les revêtements du combustible, des propriétés du caloporteur hélium qui ne présente pas de changements de phase, et enfin, d'un **coefficient de température** du cœur négatif.

## Les réacteurs à haute température modulaires

Une nouvelle génération de réacteurs à haute température a été développée dans les années 80, à la fois par l'Allemand Siemens-Interatom (maintenant Areva NP) et l'Américain General Atomics. Ce sont les réacteurs dits modulaires, qui ont bien évidemment les caractéristiques générales des RHT. Ils présentent la particularité d'évacuer la puissance résiduelle par conduction et par rayonnement thermique entre la cuve métallique et un circuit de refroidissement externe pouvant être passif, sans excéder la température audelà de laquelle le combustible à particules perd son intégrité. Ceci est obtenu, d'une part, par une diminution de la puissance totale et de la puissance volumique du cœur et, d'autre part, par une configuration du réacteur telle que des processus naturels d'évacuation de la puissance résiduelle puissent, en situation



accidentelle, limiter la température du combustible à des niveaux auxquels le relâchement de produits de fission du réacteur vers l'environnement n'est pas significatif. La faible **densité de puissance** de ces réacteurs et la volonté d'évacuation de la puissance résiduelle par rayonnement passif de la cuve font que la taille de cette dernière est nécessairement importante.

Les choix de conception concernant le combustible, le cœur, le **réfrigérant** et la cuve confèrent aux RHT

Poste de CVD (chemical vapor deposition) de l'installation Gaia, à Cadarache, qui permet d'obtenir des billes d'UO<sub>2</sub> revêtues de leurs différentes couches de céramigues.



Figure 1. Vue en coupe d'une particule TRISO.

modulaires de grandes qualités de sûreté. Le comportement naturel en cas d'accident ne conduit pas à des conséquences significatives, ce qui permet de limiter les besoins en systèmes de sauvegarde. De plus, pour augmenter leur fiabilité, le fonctionnement de ces systèmes est, dans la mesure du possible, passif. Les besoins en actions correctives sont donc minimisés et l'inertie thermique du réacteur donne du temps pour leur mise en œuvre.

Deux projets typiques de cette philosophie ont été développés au cours des années quatre-vingt: le réacteur HTR-Modul allemand et le MHTGR (*Modular High Temperature Gas Reactor*) américain. Leurs concepteurs les ont soumis à leurs Autorités de sûreté respectives.

## Les principes de conception

### Le combustible

La conception des particules **fissiles** retenue est celle d'une particule sphérique (quelques centaines de **microns** de diamètre) de type **TRISO** (figure 1), composée d'un noyau combustible d'**uranium** (oxyde **UO**<sub>2</sub>, mais éventuellement **carbure** UC<sub>2</sub> ou un mélange d'oxyde et de carbure, l'oxycarbure UCO) d'enrichissement inférieur à 20 %, voire aussi contenant du **plutonium** (oxyde mixte ou 100 % PuO<sub>2</sub>). La particule

Billes de combustible HTR TRISO élaborées dans l'installation Gaia du laboratoire UO<sub>2</sub> au centre CEA de Cadarache.



délivre la puissance mais a aussi pour fonction de retenir ses produits de fission. Le noyau est confiné par un sandwich de trois couches de céramiques denses : une couche de carbure de silicium (SiC) entre deux couches de **pyrocarbone** (PyC) dense. Noyau et couches de confinement sont séparés par un buffer, constitué de pyrocarbone très poreux dont le rôle est de protéger les couches denses des produits de fission de recul, de fournir un **plenum** pour les gaz relâchés par le noyau (gaz de fission et monoxyde de carbone) et de pouvoir séparer mécaniquement le noyau des couches denses, limitant ainsi l'effet sur ces dernières du gonflement sous irradiation du noyau. La couche intermédiaire SiC remplit une fonction essentielle de confinement des produits de fission, auquel contribuent aussi les deux couches de pyrocarbone dense qui jouent en outre un rôle capital pour retarder la mise en traction de la couche de SiC sous l'effet de la pression interne croissante des gaz de fission et du CO qui s'accumulent dans le buffer, permettant du même coup l'accès à des taux d'irradiation élevés. Dans le cas des particules fertiles, la quantité de produits de fission à retenir étant moins importante, une seule couche de pyrocarbone dense à la place du "sandwich" est généralement suffisante (particules dites BISO).

Le cœur d'un réacteur comporte quelques milliards de ces particules. Mélangées à de la poudre de graphite, elles sont assemblées par compaction en compacts comme dans le projet ANTARES (voir plus loin) ou en boulets comme dans les réacteurs allemands ou dans le projet PBMR (Peeble-Bed Modular Reactor). Lorsqu'elles sont convenablement dimensionnées, fabriquées, contrôlées et utilisées, les particules TRISO ont la propriété remarquable de ne pas relâcher leurs produits de fission jusqu'à des taux de combustion très élevés et des températures de l'ordre de 1800 °C (audelà, la couche de SiC perd sa stabilité). Le réacteur est dimensionné (densité de puissance, taille du cœur, température de fonctionnement, etc.) de façon à assurer en toute situation, normale ou accidentelle, des conditions qui permettent de maintenir la fonction de confinement des particules combustibles.

#### Les différentes configurations de réacteurs

Le conditionnement des particules sous forme de boulets ou de compacts induit des technologies de réacteurs différentes. Dans les réacteurs à boulets, le combustible est chargé en vrac dans la cavité du cœur, l'hélium de refroidissement circulant au travers du lit de boulets. Ceux-ci sont extraits en continu à la base du réacteur et réintroduits par le haut ou remplacés par des boulets neufs s'ils ont atteint leur épuisement de décharge. Les compacts, eux, sont insérés dans des canaux de blocs de graphite hexagonaux, tandis que l'hélium de refroidissement circule dans des canaux spécifiques. Le cœur du réacteur est alors formé d'un empilement de blocs et est rechargé périodiquement. La partie conversion d'énergie conduit aussi à deux technologies différentes dites à cycle direct ou à cycle indirect (Mémo C, Cycles thermodynamiques et conversion d'énergie, p. 23). Dans les réacteurs à cycle direct, l'hélium de refroidissement passe directement dans une turbomachine faisant tourner l'alternateur, sans échange avec un circuit secondaire. Dans les réacteurs à cycle indirect, l'hélium de refroidissement échange sa chaleur avec un circuit secondaire au

travers d'un échangeur intermédiaire qui peut être soit un **générateur de vapeur**, soit un échangeur gaz-gaz (voir *La conversion d'énergie en technologie gaz, tronc commun aux nouveaux RNR et aux R(T)HT*, p. 91).

## Les programmes en cours

Dans les années 80, le développement des réacteurs à haute température a été motivé par les applications de fourniture de chaleur industrielle et les capacités de **cogénération** auxquelles pouvaient répondre les RHT modulaires. Cela a été une des motivations du **JAERI** japonais et de l'**INET** chinois pour construire des petits réacteurs expérimentaux, respectivement le HTTR (*High Temperature Engineering Test Reactor*) et le HTR-10.

Au début des années 90, l'option préférentielle pour la production d'électricité par un réacteur à gaz à haute température (en anglais HTGR) est passée d'un cycle vapeur à un système à turbine à gaz (**cycle de Brayton**). Cette évolution est la conséquence des progrès réalisés dans la technologie des turbines à gaz (Mémo C, *Cycles thermodynamiques et conversion d'énergie*, p. 23).

Sont présentés ci-dessous les principaux concepts ou projets en cours de développement ou d'essai, qu'il s'agisse des réacteurs expérimentaux (en Chine et au Japon), des projets de réacteurs de puissance tels que les réacteurs à cycle direct développés en Afrique du Sud et au Japon (respectivement le PBMR et le GTHTR 300) ou des projets à cycle indirect développés en Chine et en France (respectivement HTR-PM et ANTARES), ainsi que le projet NGNP développé aux États-Unis.

## **Réacteurs expérimentaux**

Les deux réacteurs expérimentaux HTTR et HTR-10, qui permettent d'obtenir des températures de sortie cœur respectivement de 950 °C et 900 °C, seront utilisés pour soutenir des activités de recherche et développement afin de valider les principes de sûreté de ce type de réacteur ainsi que les performances pour la production d'électricité par des turbines à gaz et l'utilisation de la chaleur pour des applications industrielles à haute température.

## Réacteurs modulaires de puissance

Le PBMR a été considéré à partir de 1993 par l'électricien sud-africain **Eskom**, comme un moyen d'accroître sa capacité de production électrique. Une étude technique et économique de faisabilité dans ce but a été achevée au début de 1997. Le développement de ce réacteur à boulets utilise comme référence le HTR-Modul développé en Allemagne dans les années 80. La société PBMR Co réalise actuellement les études de conception de ce réacteur nucléaire de puissance couplé à une turbine à gaz en cycle direct, c'est-à-dire alimentée directement par l'hélium primaire (figure 2).

Plusieurs concepts de réacteurs modulaires à haute température, couplés à une turbine à gaz, sont en cours de développement au Japon, ces programmes étant coordonnés avec celui du HTTR. L'un d'entre eux, le GTHTR 300, est un réacteur de 600 MWth utilisant une turbine en cycle direct (figure 3). Une de ses particularités est la présence de trois cuves principales, une pour le cœur composé de blocs de



graphite hexagonaux, une pour la **turbomachine** et une pour les échangeurs liés au cycle direct.

Le projet chinois HTR-PM s'appuie quant à lui sur l'acquis du programme HTR-10. L'objectif est de construire un réacteur à boulets de plusieurs centaines de MWth couplé à un cycle vapeur. Aux États-Unis, le **DOE** a initié un programme NGNP (*Next Generation Nuclear Plant*) visant à la cons-

truction d'un réacteur démonstrateur de la capacité des RHT à fournir de l'électricité avec un rendement élevé, ainsi qu'à être couplé à des procédés de fabrication d'**hydrogène** sans émission de CO<sub>2</sub>, soit par **électrolyse** de l'eau à haute température, soit par décomposition **thermochimique** de l'eau.

## Quel marché pour le RHT/RTHT? Quel produit pour ce marché?

Parmi les systèmes de quatrième génération, le RHT/RTHT (HTR/VHTR) a une spécificité tout à fait particulière: au-delà de la simple production d'électricité, il a la capacité de fournir de la chaleur à des Figure 2. Le PBMR (Pebble-Bed Modular Reactor), RHT modulaire à cycle direct développé par Eskom en Afrique du Sud.



#### Figure 3.

Maquette du projet japonais d'unité de cogénération GTHTR 300C montrant, à gauche, l'unité de production d'hydrogène, et à droite, l'îlot nucléaire avec son réacteur de 600 MWth (en marron), l'échangeur de chaleur intermédiaire (en gris), la turbine à gaz en cycle direct (en vert) et les vannes d'isolement (en bleu). Son cœur est composé de blocs de graphite hexagonaux.





Le HTTR (*High* Temperature Engineering Test Reactor), réacteur modulaire à haute température de 30 MWth développé parJAEA (ex JAERI) au Japon, a divergé fin 1978. Ce réacteur devrait être à terme couplé à une installation de production d'hydrogène.

> process industriels dans une large gamme de températures, jusqu'à environ 800 °C, avec les technologies et les matériaux d'aujourd'hui, et probablement au-delà à plus long terme (voir Vers des applications du nucléaire autres que la production d'électricité, p. 123). La température élevée lui procure un premier atout pour pénétrer sur le marché de la chaleur industrielle, grâce à la simplification importante de la conception de sûreté qu'il permet pour des puissances limitées à quelques centaines de mégawatts. Le concept modulaire, adopté par tous les projets RHT/RTHT récents, ouvre en outre la porte au développement de réacteurs de puissance moyenne compétitifs, mieux adaptés que les gros réacteurs électrogènes aux besoins énergétiques d'une plateforme industrielle ou de réseaux électriques de petite taille. Les caractéristiques de sûreté intrinsèque des RHT modulaires sont un atout supplémentaire pour l'acceptabilité de ce type de réacteur.

Figure 4. Vue générale d'un système ANTARES, source de chaleur à haute température multiapplication étudiée par Areva NP, avec le réacteur nucléaire en violet, l'échangeur de chaleur intermédiaire en bleu et l'unité de conversion d'énergie à droite.

Par ailleurs, à un moment où les prix du pétrole et du gaz deviennent extrêmement volatils, la stabilité du coût de la chaleur produite par un réacteur nucléaire devient un atout supplémentaire. Contrairement à une idée répandue, la percée industrielle des RHT/RTHT

> n'est donc pas liée à l'hypothétique émergence à long terme d'une "civilisation de l'hydrogène". Les RHT pourraient avoir dès maintenant leur place sur un marché de

la chaleur industrielle en pleine expansion, pour autant qu'une offre crédible puisse être proposée. Il est donc urgent de développer une telle offre et de démontrer sa viabilité par la réalisation d'un prototype de grande taille couplé à un *process* industriel.

Quel produit développer ? La gamme de températures des utilisations de la chaleur industrielle est très large

(voir figure 1 de Vers des applications du nucléaire autres que la production d'électricité, p. 123). Mais comme il s'agit de répondre aux besoins du marché dans les plus brefs délais, il est inutile de viser en premier lieu des applications à très haute température (RTHT) audelà de 800 °C, qui ne pourraient être envisagées qu'au terme de longs développements de matériaux et de combustibles innovants. Pour une application au plus tôt, il est amplement suffisant de relever le défi, qui n'a jamais été relevé, du couplage du réacteur avec une application calogène à un niveau de température plus raisonnable. Par ailleurs, alors que la production d'électricité est réalisée par le couplage d'une turbomachine standardisée au réacteur, les process industriels auxquels il peut être envisagé de coupler ce dernier sont nombreux et de caractéristiques (niveau de température et de puissance) variées. Le réacteur doit donc être suffisamment souple pour s'adapter à des situations diverses. De plus, comme c'est le cas pour les unités alimentées au gaz naturel, on attendra de lui que tout en fournissant de la chaleur, il continue à produire de l'électricité en cogénération afin d'apporter une solution globale à l'approvisionnement énergétique d'une plate-forme industrielle, ou qu'il puisse éventuellement être entièrement dédié à la production d'électricité en fonction des besoins locaux du réseau.

## Le programme ANTARES

Areva NP a lancé en 2004 le programme ANTARES (*Areva New Technology based on Advanced gas cooled Reactor for Energy Supply*) avec quatre objectifs: compétitivité au niveau de l'investissement et de l'énergie produite, souplesse d'adaptation à diverses applications industrielles, utilisation optimale des caractéristiques de sûreté intrinsèque des RHT modulaires pour simplifier la conception du système, et possibilité de se positionner sur le marché dès que possible. Ce qui implique la construction dans les meilleurs délais d'un prototype de réacteur de taille industrielle couplé à une application industrielle calogène.

Les choix de conception d'ANTARES (figures 4, 5 et 6) découlent de ces objectifs:

Pour répondre au besoin de souplesse d'adaptation à des besoins industriels divers, un cycle indirect a été



choisi, permettant un découplage relatif entre la chaudière (dédiée à la production d'énergie nucléaire, à son extraction du cœur du réacteur et au confinement de la **radioactivité**) et le circuit secondaire qui peut, comme illustré figure 5, être adapté à différentes applications électrogènes et/ou calogènes à différents niveaux de température sans impact important sur la conception de la chaudière. Ce découplage et l'utilisation dans le secondaire d'un fluide caloporteur dont les propriétés se rapprochent de celles de l'air permettent d'employer pour l'architecture et les composants du secondaire des technologies industrielles non nucléaires éprouvées.

#### L'échangeur intermédiaire, composant clé

Entre autres composants (voir plus loin), le composant clé du cycle indirect est l'échangeur intermédiaire (ou IHX, pour Intermediate Heat eXchanger). Le choix d'une conception compacte, avec une seule boucle primaire et un seul échangeur intermédiaire est privilégié (figure 6) pour des raisons économiques. Comme il s'agit d'échanger plusieurs centaines de mégawatts à travers cet appareil qui doit être installé dans une cuve de même type que celle du réacteur, on s'oriente vers la technologie des échangeurs à plaque, qui permet une plus grande compacité que celle des échangeurs tubulaires (voir La conversion d'énergie en technologie gaz, tronc commun aux nouveaux RNR et aux R[T]HT, p. 91). Plusieurs variantes de cette technologie sont examinées (figure 7), mais, dans la mesure où l'utilisation d'un échangeur à plaque pour une application nucléaire, à l'échelle et à la température envisagées, constitue un défi technologique important, une solution de repli multiboucle avec plusieurs échangeurs tubulaires est conservée.

## Sûreté et économie

La conception du réacteur tire systématiquement parti des caractéristiques intrinsèques de sûreté du réacteur et de son combustible pour simplifier la conception du système au plan de la sûreté. En particulier, le cœur est conçu pour permettre, en situation accidentelle, d'arrêter la **réaction en chaîne** par l'effet des **contre-réactions** thermiques et d'évacuer la puis-



Figure 6. ANTARES – Conception compacte à un seul échangeur intermédiaire.



#### Figure 5.



sance résiduelle sur la base de phénomènes physiques simples et bien maîtrisés (conduction, rayonnement...).

La technologie des particules enrobées TRISO SiC, commune à tous les projets HTR modernes, a bien entendu été adoptée pour ANTARES, avec de l'uranium (sous forme UO<sub>2</sub>) comme matière fissile. Pour maximiser la puissance du réacteur (~ 600 MWth), l'option d'un cœur formé de blocs hexagonaux a été choisie, de préférence à celle d'un lit de boulets. Les particules sont assemblées dans de petits cylindres de graphite d'environ 50 mm de hauteur pour un diamètre de l'ordre de 12 mm, les *compacts*, contenant chacun entre 2000 à 6000 particules environ. Les compacts sont eux-mêmes introduits dans les canaux de blocs hexagonaux disposés en configuration annulaire pour constituer le cœur du réacteur.

L'optimum économique pour le cycle du combustible correspondra certainement à un taux de combustion de décharge élevé, probablement autour de 150 GW·j/tML, pour autant que l'on puisse démontrer que le combustible garde jusque-là sa capacité exceptionnelle à confiner les produits de fission, ce qui va audelà de l'expérience passée du combustible RHT.

Pour minimiser les délais de développement, seuls des matériaux déjà produits et utilisés industriellement sont envisagés. En particulier, pour la cuve du réacteur, la solution de référence est l'**acier** 9Cr1Mo modifié (avec en solution de repli l'acier utilisé pour les cuves des **réacteurs à eau sous pression**) et pour l'échangeur intermédiaire un **alliage** à base nickel. Le choix de ces matériaux va déterminer les températures maximales de fonctionnement du réacteur : entre 400 et 450 °C (350 °C pour la solution de repli) pour l'entrée cœur et environ 850 °C pour la sortie.



Figure 7. Concept d'échangeur intermédiaire de technologie Alfa-Laval étudié pour le projet ANTARES.



Fort Saint Vrain, le deuxième RHT américain après Peach Bottom. construit à partir de 1968, a divergé fin 1974 et fonctionné jusqu'en 1989. Dans ce réacteur, les particules de combustible sont agglomérées dans une matrice carbonée pour former des "compacts", lesquels sont insérés dans des blocs hexagonaux en graphite composant le cœur.



## Les principaux objectifs de la R&D associée

En dépit du fait que la technologie des réacteurs RHT a connu des développements importants dans le passé, en particulier en Europe, avec la construction et le fonctionnement de prototypes industriels, des efforts de R&D significatifs sont nécessaires pour permettre le déploiement de réacteurs modulaires modernes. Aucun réacteur n'ayant, dans le passé, été couplé à un processus industriel, une démonstration de grande taille est nécessaire pour démontrer la faisabilité d'un tel couplage et convaincre l'industrie qu'il peut être mis en œuvre de façon efficace. Rendre possible et fiable cette innovation majeure s'impose donc comme l'objectif principal de l'effort de R&D pour les RHT.

#### Les autres composants

D'autres composants que l'échangeur intermédiaire sont au-delà de l'expérience industrielle existante, comme les soufflantes hélium pour le circuit primaire,



Le réacteur expérimental chinois HTR-10, construit à l'Université Tsinghua, près de Beijing.

56

les grosses vannes hélium et les tuyauteries pour transporter les gaz chauds.

Tous ces composants doivent être testés, d'abord pour sélectionner les options (par exemple sélectionner les concepts de plaques considérés pour l'IHX) et ensuite pour qualifier la solution retenue. Les essais pour orienter la conception vers la solution la mieux appropriée peuvent être réalisés sur de petites maquettes testées en air. Mais la qualification finale devra être réalisée dans de grandes boucles d'essai, avec des maquettes représentatives de grande taille dans des conditions de température, débit, pression et environnement chimique représentatives (voir La conversion d'énergie en technologie gaz, tronc commun aux nouveaux RNR et aux R[T]HT, p. 91). Pour le programme ANTARES, la sélection du concept d'IHX sera réalisée au moyen d'essais dans la boucle en air Claire du CEA à Grenoble à bas débit et haute température, dans la boucle en air PAT d'**EDF** à Chatou à haut débit, basse température et dans la boucle en hélium Hefus 3 d'ENEA à Brasimone, à bas débit et température intermédiaire ou dans la future boucle Heloka au Forschungszentrum Karlsruhe. Ensuite, le choix du concept sera validé sur la boucle en hélium de 1 MW, Helite en cours de définition au CEA/Cadarache (figure 8). Pour réaliser la qualification finale, une installation de plus grande taille et d'une puissance d'au moins 10 MW sera nécessaire.

#### Les matériaux, point critique

La sélection et la qualification des matériaux sont un point critique pour le développement des composants, non seulement pour l'IHX, mais aussi pour les cuves et les structures internes: même si des matériaux industriels existants doivent être préférés, ils seront utilisés au-delà de leur domaine habituel en termes de température et d'environnement chimique. L'expérience HTR du passé est insuffisante, même si le réacteur expérimental AVR a fonctionné pendant une longue durée à très haute température (950 °C). Les parties métalliques du réacteur étaient maintenues à des températures beaucoup plus basses, ce qui ne peut pas être le cas en présence d'un IHX qui reste à la température de sortie du cœur (pour les RHT du passé, la température maximum était de l'ordre de 700 °C). De nom-

breuses données supplémentaires sur les propriétés mécaniques des matériaux doivent être acquises pour la conception des composants. De plus, la présence inévitable d'impuretés dans l'hélium (CO, CO<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>O, H<sub>2</sub>, CH<sub>4</sub>, N<sub>2</sub>...), même en très faibles quantités, peut avoir un impact négatif très fort sur les propriétés mécaniques des matériaux métalliques, par exemple au travers de réactions de carburation / décarburation en absence de quantités suffisantes d'oxygène susceptibles de créer des couches d'oxyde protectrices (voir Les matériaux métalliques, une des clés de la quatrième génération, p. 71). Ces phénomènes sont particulièrement critiques dans le cas des parois très minces qui assurent le transfert de chaleur dans l'IHX. Le comportement des parois de l'IHX vis-à-vis de l'environnement du fluide secondaire (un mélange d'hélium et d'azote) doit aussi être étudié.

C'est ainsi qu'un large programme d'études expérimentales des interactions des matériaux haute température avec leur environnement spécifique doit être entrepris afin de sélectionner les matériaux les plus appropriés pour fonctionner dans l'environnement d'un RHT. Il faut ajuster les compositions de ces matériaux afin d'augmenter leur résistance à la corrosion et définir les proportions acceptables d'impuretés dans l'hélium (à contrôler dans le réacteur par le système de purification d'hélium) afin de minimiser l'impact de ces impuretés sur le comportement des matériaux. Ces essais sont réalisés sur des boucles en hélium spécifiques avec un contrôle précis de leur atmosphère. Plusieurs d'entre elles sont actuellement utilisées de manière concertée (par exemple la boucle Corinth au CEA Saclay) ou encore en développement au CEA, à EDF ou Areva.

Il faut aussi mentionner que l'expérience du passé sur les différents types de réacteurs à gaz modérés au graphite n'est pas directement applicable à la conception des futurs RHT car les graphites utilisés dans le passé ne sont plus disponibles industriellement. Toutes les caractérisations, tous les essais pour déterminer le comportement du graphite sous irradiation et en atmosphère oxydante (conditions normales ou accidentelles) doivent être refaits pour sélectionner les nuances les mieux appropriées parmi celles actuellement disponibles, et acquérir pour les besoins de la conception un ensemble de données complet sur les nuances sélectionnées.

#### **Combustible : fabrication et qualification**

Un autre défi majeur du développement des réacteurs RHT modulaires modernes, est le développement du combustible. Le combustible pour le HTR-Modul allemand était qualifié pour un fonctionnement à 700 °C et 80 GW · j/tML. Pour ces conditions de fonctionnement, il a été démontré qu'en cas d'échauffement accidentel jusqu'à 1600 °C, il n'y avait pas de relâchement inacceptable de radionucléides. De nombreuses expériences fournissent l'indication qu'il existe des marges au-delà du domaine de qualification du combustible du Modul qui permettraient d'envisager des conditions de fonctionnement plus sévères. Pour ANTARES et les programmes RHT actuels, les performances requises incluent des températures (850 °C) et, si possible, des épuisements (150 GW  $\cdot$  j/t) plus élevés que pour les programmes du passé.

Au début des années 2000, le CEA a travaillé à la récupération des bases de cette expérience et à la mise au



point à petite échelle du procédé de fabrication : élaboration de noyaux  $UO_2$  au niveau de l'expérience de paillasse et de couches d'enrobage en four CVD sur des noyaux simulants. Cette phase préliminaire a permis d'obtenir des noyaux et des couches d'enrobage respectant des spécifications initiales définies à partir de l'expérience allemande. Sur cette base, le CEA et Areva NP ont mis en service en 2005 une chaîne de fabrication de laboratoire, Capri, incluant aussi la fabrication de compacts.

Aujourd'hui la chaîne Capri a produit ses premières particules TRISO avec noyau d'**uranium appauvri**, sur les installations qui se trouvent au CEA Cadarache, ainsi que ses premiers compacts avec particules simulantes dans la station de développement du compactage de Cerca, filiale d'Areva NP implantée à Romans. L'objectif est de fabriquer un combustible qui atteigne au moins la qualité du combustible allemand, de vérifier qu'il peut atteindre en gardant son intégrité les performances visées, supérieures à ce qui a été démontré dans le passé et, si nécessaire, de l'améliorer.

Ces technologies devront être maîtrisées à une échelle industrielle, et éventuellement perfectionnées, afin de produire le combustible de haute qualité requis pour de telles conditions de fonctionnement. Un programme significatif d'irradiation, d'examens post-irradiatoires et d'essais de montée en température devra être réalisé avec des installations expérimentales dédiées permettant la mesure en ligne des relâchements de produits de fission afin de déterminer les performances du combustible et de le qualifier pour un fonctionnement industriel, et de le licencier. L'installation d'irradiation HFR à Petten utilisée pour les irradiations réalisées dans le cadre des 5<sup>e</sup> et 6<sup>e</sup> **PCRD**, ainsi que le dispositif Figure 8. La boucle Helite dont la construction est prévue au CEA Cadarache (puissance 1 MW, débit 0,4 kg/s, température 850 °C).

Éprouvettes d'alliage Haynes 230 avant (polissage miroir, à gauche) et après exposition à un flux d'hélium à 900 °C en présence d'impuretés dans l'installation Corinth d'étude de la corrosion dans l'hélium à haute température au CEA Saclay. L'essai fait apparaître une corrosion uniforme des échantillons.







AVR, le premier RHT allemand, construit à partir de 1961 sur le centre de recherche de Jülich, a divergé en 1966 et fonctionné jusqu'en 1988. Dans ce réacteur, les particules de combustible sont conditionnées dans des matrices sphériques en graphite d'environ 6 cm de diamètre, appelées boulets.

d'irradiation en cours de développement sur Osiris au CEA Saclay sont des outils indispensables pour la réalisation de ce programme (figure 9).

#### Codes de calcul

Enfin, il a été montré durant ces dix dernières années qu'il y avait un besoin important dans la **modélisation** et la qualification des moyens de calcul existants pour la conception et la certification des RHT (voir encadré). Le benchmark sur la neutronique, organisé par l'AIEA, a mis en évidence que la plupart des outils utilisés par les participants n'ont pas prédit correctement la première *criticité* des réacteurs HTTR et HTR-10. Les nouveaux codes devront être qualifiés, et cela nécessitera probablement une expérience critique spécifique. Le benchmark AIEA sur le code combustible a aussi montré que les lois phénoménologiques utilisées dans les différents codes devaient elles aussi être revisitées. Ces codes devront être qualifiés à partir d'essais d'irradiation de combustible et de tests en conditions accidentelles.

De même, les codes de CFD (*Computational Fluid Dynamics*) devront être qualifiés au moyen d'essais sur des maquettes représentatives, en particulier pour le calcul de conditions critiques pour la conception des RHT (mélange dans le **plenum** inférieur du cœur,

# Caractériser et modéliser les propriétés thermiques des particules de combustible

Pour caractériser les propriétés thermiques de matériaux hétérogènes multi-échelle en fonction de la température, le Laboratoire microstructure et comportement du CEA Le Ripault a développé des outils expérimentaux et numériques. Ils ont été appliqués à la caractérisation thermique des différentes couches d'une bille de combustible de RHT.

Afin d'identifier la diffusivité thermique<sup>[1]</sup> à différentes échelles, des techniques dites photothermiques sont utilisées. Elles permettent de mesurer et d'analyser l'augmentation périodique de la température de surface d'un matériau, induite par l'absorption d'un faisceau laser focalisé et modulé en intensité à une fréquence choisie. Deux dispositifs ont été développés autour de deux des phénomènes engendrés par l'échauffement local du matériau. Le premier est un microscope photoréflec*teur* (MP) qui mesure, à l'échelle de quelques micromètres, les variations du coefficient de réflexion dues au changement d'indice de réfraction qui dépend de la température. Pour cela, le flux lumineux d'un second faisceau laser est collecté par une photodiode après sa réflexion sur la surface de l'échantillon chauffée par un premier laser. Le signal résultant est proportionnel à la variation locale de température. Le second est un microscope infrarouge (MIR) qui mesure,

(1) Diffusivité thermique : vitesse de pénétration d'une onde thermique dans un milieu : c'est le rapport (en m²/s) de la conductivité sur le produit de la masse volumique par la chaleur spécifique. à l'échelle de quelques centaines de micromètres, la partie modulée du **rayonnement infrarouge** émis par la surface. Le signal obtenu est proportionnel à la variation locale de température.

Une platine chauffante indépendante permet de porter l'échantillon jusqu'à 1500 °C et d'obtenir la diffusivité thermique en fonction de la température.

Les matériaux complexes étudiés au laboratoire impliquent le développement d'une part de modèles d'analyse pour prendre en compte des effets d'anisotropie thermique et/ou de structure, afin d'extraire des mesures les valeurs de diffusivité thermique et, d'autre part, de codes de calcul d'homogénéisation des propriétés thermiques de matériaux hétérogènes, s'appuyant sur des photographies ou des tomographies de leurs microstructures, et dont les données d'entrées sont les valeurs des propriétés thermiques des constituants de base de ces milieux, mesurées par MP ou MIR.

Les particules étudiées (voir figure 1 dans Les réacteurs à haute température : un passé récent et un futur proche, p. 51) sont constituées d'un noyau  $ZrO_2$  (fantôme de l' $UO_2$ ), d'une couche de pyrocarbone (PyC) poreux (~90 µm d'épaisseur appelée aussi buffer), d'une couche de PyC dense (~ 35 µm d'épaisseur, IPyC), d'une couche



Figure 1. a) Cartographie  $10 \times 10 \, \mu m^2$ de la phase du signal thermique mesuré à 300 kHz sur le squelette du buffer (échelle en degrés de variation angulaire): b) Aiustement des isophases retenues pour l'identification indiquant, par leur circularité, l'isotropie thermique du squelette et permettant d'estimer la diffusivité thermique, ici égale à 5.10<sup>-6</sup> m<sup>2</sup>/s.

calcul des *by-pass* du cœur, distribution de débit dans les collecteurs de l'IHX...). Enfin un effort devra être fait pour les moyens de calcul de transport des radiocontaminants ainsi que pour le calcul de situations complexes où intervient par exemple le couplage entre des modèles d'oxydation du graphite et des modèles de circulation naturelle.

## Soutien public et coopération internationale

En raison du niveau d'investissement requis, du support en R&D nécessaire et des risques du projet, le développement, la construction et la mise en service avant la fin de la prochaine décennie d'un démonstrateur de RHT couplé à un processus industriel utilisant la chaleur nécessiteront un important soutien financier public et une coopération internationale. Cette première démonstration est la clé pour que les RHT puissent émerger à une échelle industrielle dans des délais pouvant être plus courts que pour les autres systèmes de Génération IV.

> > Bernard Ballot Chef de projet ANTARES Areva NP



Figure 9. Le dispositif d'irradiation de combustible HTR en développement pour le réacteur Osiris, au CEA Saclay.



Le microscope photoréflecteur (en haut) et le microscope infrarouge (en bas) du Laboratoire microstructure et comportement du CEA Le Ripault ont été utilisés pour caractériser les propriétés thermiques des particules de combustible pour RHT.

de carbure de silicium (SiC) (~ 30  $\mu$ m d'épaisseur), et d'une couche de PyC dense (~ 35  $\mu$ m d'épaisseur, OPyC). Sur les couches denses (d'une épaisseur < 40  $\mu$ m), seules les mesures par MP peuvent être envisagées. Étant donné la structure de ces matériaux, les mesures effectuées donnent des valeurs de diffusivités thermiques représentatives de toute la couche. En revanche, les deux bancs de microscopie photothermique ne permettent pas de réaliser des mesures de diffusivité thermique du *buffer* pris dans sa globalité. En effet, l'extension de la zone sondée par le MP est limitée par la nécessité d'avoir un rapport signal/bruit suffisant. À l'inverse, dans





# Caractériser et modéliser les propriétés thermiques des particules de combustible (suite)

le cas du MIR, ce sont des phénomènes de diffraction optique qui ne permettent pas d'atteindre une résolution spatiale suffisante pour que la zone sondée puisse être contenue dans le *buffer*.

La démarche retenue consiste d'abord à utiliser le MP pour évaluer la diffusivité thermique du squelette solide du *buffer* (figure 1), puis à estimer le tenseur de conductivité thermique effectif <sup>[2]</sup> de la couche au moyen d'un calcul d'homogénéisation prenant en compte le transfert de chaleur par conduction dans les pores (figure 2).

Pour valider expérimentalement cette démarche, des mesures réalisées par le MIR sur des buffers beaucoup plus épais ( $\sim$  500  $\mu$ m, figure 3a), ont été comparées aux valeurs de diffusivité effective calculée par une méthode de "flash numérique" (FN). Son principe est de soumettre une des faces de l'échantillon hétérogène à un flux d'excitation impulsionnel uniformément réparti. L'échauffement de la face opposée de l'échantillon (appelé thermogramme) est calculé au cours du temps. La diffusivité thermique effective est déterminée en minimisant, par une technique de moindres carrés<sup>[3]</sup>, l'écart quadratique entre le thermogramme issu de "l'expérience numérique" et le thermogramme théorique. Ce dernier est obtenu en résolvant l'équation de la chaleur 1D dans la direction normale aux deux faces opposées, et en remplaçant le matériau hétérogène par un matériau équivalent, homogène et isotrope.

La diffusivité thermique circonférentielle effective ainsi déterminée (figure 3b) vaut  $4,45 \cdot 10^{-6} \text{ m}^2/\text{s}$ . La même expérience numérique réalisée cette fois selon la direction perpendiculaire au flash (i.e. radiale), donne une valeur de diffusivité égale à  $4,1 \cdot 10^{-6} \text{ m}^2/\text{s}$ . Le degré d'anisotropie est donc égal à 1,08. Des mesures par MIR, réalisées sur la coupe (figure 3a) ont permis d'estimer la diffusivité thermique circonférentielle à  $4,41 \cdot 10^{-6} \text{ m}^2/\text{s}$ , le long de la direction colorée en rouge (figure 4a) ainsi que le degré d'anisotropie à 1,06 (figure 4b), et donc d'en déduire la diffusivité radiale, égale à  $4,16 \cdot 10^{-6} \text{ m}^2/\text{s}$ .

Les valeurs identifiées sont donc très proches des valeurs calculées par FN. Ces résultats confortent donc l'approche qui a été retenue pour caractériser le *buffer* nominal.

> Denis Rochais Direction des applications militaires CEA Centre du Ripault



#### Figure 2.

Calcul d'homogénéisation par une technique de "plaque chaude numérique" : a) Micrographie du domaine de calcul et conditions aux frontières ; les propriétés thermiques locales sont associées soient aux pixels blancs (squelette solide du *buffer*), soit aux pixels noirs (air contenu dans les pores) ; b) Champ de température calculé permettant d'évaluer la conductivité thermique effective dans la direction perpendiculaire au gradient de température (direction radiale), ici éaale à 0.4 W/m/K.







Figure 4. a) cartographie 300 × 400 µm<sup>2</sup> de la phase du signal thermique mesurée à 160 Hz sur la coupe équatoriale du *buffer* de la figure 3a (échelle en degrés de variation angulaire); b) Ajustement des isophases retenues pour l'identification.

(2) Tenseur de conductivité thermique: dans le cas d'un matériau isotrope, la conductivité thermique est un scalaire. Pour un matériau thermiquement anisotrope, pour décrire cette propriété, il faut la relier à la structure du matériau: on utilise donc le concept de tenseur qui permet de donner des valeurs de conductivité suivant les axes principaux du matériau.

(3) Technique de moindres carrés : méthode d'ajustement permettant de minimiser l'impact des erreurs de mesure sur les données expérimentales, par rapport à un modèle mathématique

## 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<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 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**<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.

(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<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.

 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 (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 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  $\eta$  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<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'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<sup>(1)</sup>, 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<sup>-2</sup> 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<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 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<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 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<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 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<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 **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<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.