La **conversion d'énergie** en technologie **gaz**, tronc commun aux nouveaux **RNR** et aux **R(T)HT**

Que ce soit dans les réacteurs à neutrons rapides au gaz, dans les réacteurs à neutrons rapides au sodium mais utilisant des échangeurs de chaleur au gaz ou dans les réacteurs à haute ou à très haute température, la conversion d'énergie en technologie gaz est omniprésente dans ces systèmes de quatrième génération.



ans les années 70, le CEA a réalisé une R&D très D'significative pour maîtriser les technologies nécessaires à l'utilisation de l'hélium comme caloporteur primaire et comme fluide de conversion d'énergie (voir encadré C, Cycles thermodynamiques et conversion d'énergie, p. 23). Quelque trente ans plus tard et après l'arrêt de cette R&D dans les années 80, son premier objectif a été de former de nouvelles équipes afin de recréer l'expertise nécessaire au développement du réacteur rapide à caloporteur gaz (RNR-G). Le second objectif du CEA a été d'apporter une assistance aux partenaires industriels, principalement Areva NP, pour leurs projets de réacteurs à haute et très haute température (RHT-RTHT) (voir Les réacteurs à haute température: un passé récent et un futur proche, p. 51). Ces réacteurs visent en particulier la cogénération, c'est-à-dire la production à la fois d'électricité et de chaleur pour divers procédés industriels, tels ceux dédiés à la production d'hydrogène.

En 2001, le projet de réacteur le plus avancé, qui a servi de référence à la relance de la R&D, était le GTMHR (*Gas Turbine Modular Helium Reactor*) de **General Atomics.** Ce projet de réacteur thermique refroidi à hélium d'une puissance de 600 MWth est à cycle de conversion d'énergie dit *direct*: l'hélium à 850 °C en sortie cœur est envoyé directement à la turbine (figure 1). C'est pourquoi, dans un premier temps, le projet de RNR-G porté par le CEA considérait tout particulièrement le cycle direct. Ce cycle nécessite, pour atteindre des rendements thermodynamiques élevés (voisins de 50 %), des composants ayant de très bonnes efficacités (minimisant les pertes d'énergie), qui sont principalement l'échangeur récupérateur et la **turbomachine** hélium. L'échangeur récupérateur fonctionne La boucle Claire, au centre CEA de Grenoble, permet de tester des composants de réacteurs à haute température, en particulier d'échangeurs de chaleur, sous air comprimé.

Figure 1. Exemple d'un cycle de conversion d'énergie dit direct dans un réacteur à caloporteur gaz.





autour de 500 °C avec une différence de pression d'environ 5 MPa entre les deux circuits d'échange (haute et basse pression) et une efficacité thermique recherchée de 95 %. Pour la turbomachine, les efficacités isentropiques visées étaient respectivement de 93 % pour la turbine et de 89 % pour les compresseurs.

En 2003, le DOE américain a lancé le projet NGNP (Next Generation Nuclear Plant) de réacteur nucléaire de 600 MWth à très haute température (objectif de 1000 °C en sortie cœur). Ce projet a conduit à réévaluer les cycles de conversion d'énergie dits indirects avec, en particulier, l'émergence chez Areva NP du projet ANTARES. Un de ses objectifs prioritaires a été le développement de l'échangeur intermédiaire gazgaz: l'IHX (Intermediate Heat eXchanger) qui transfère l'énergie du circuit primaire vers le circuit secondaire et les turbomachines.

En 2005, le CEA a relancé de la R&D sur les réacteurs rapides à caloporteur sodium (RNR-Na) en recherchant des innovations significatives par rapport au réacteur Superphénix et au projet EFR (European Fast Reactor). Dans ce cadre, la conversion d'énergie en technologie gaz (hélium, CO₂ supercritique...) est une alternative en rupture par rapport à l'utilisation des turbines à vapeur. L'échangeur intermédiaire sodiumgaz devient alors un composant majeur à étudier.

Les développements menés au CEA sur la technologie gaz par les équipes des centres de Cadarache, Grenoble, Saclay et Valrho ont plusieurs objectifs. Ils visent d'abord à allier la haute température ($850 \,^{\circ}\text{C} - 1000 \,^{\circ}\text{C}$) à une forte pression (7 – 10 MPa) dans le respect de la réglementation en vigueur pour les appareils sous pression. Ils visent aussi à développer la technologie générique (systèmes d'étanchéité, barrières thermiques, instrumentation) et les composants spécifiques (réchauffeurs fiables à 950 °C, circulateurs performants et étanches, échangeurs compacts, performants et fiables à des températures allant de 550 à 900 °C, échangeurs hélium-eau [150 °C], robinetterie [500 °C], soupapes) et à maîtriser la chimie et la purification du ou des gaz. L'objectif, enfin, est d'acquérir l'expertise technique et l'expérience d'exploitation de boucles d'essais et valider la modélisation de codes de cal**cul** comme le code de fonctionnement et de calcul de transitoires Cathare.

Les enjeux de la conversion d'énergie en technologie gaz

Un des enjeux des réacteurs nucléaires du futur, qu'il s'agisse d'un RNR-Na (voir Les futurs réacteurs à neutrons rapides à caloporteur sodium, p. 24), d'un RNR-G (voir Les réacteurs à neutrons rapides à caloporteur gaz, p. 38) ou d'un VHTR (voir Les réacteurs à haute température: un passé récent et un futur proche, p. 51) est de produire de la chaleur à haute température pour obtenir un rendement élevé (Mémo C, Cycles thermodynamiques et conversion d'énergie, p. 23).

Pour un réacteur nucléaire, la conversion d'énergie en technologie gaz permet d'envisager également l'utilisation de ce gaz comme caloporteur pour le cœur du réacteur. C'est le cycle dit direct proposé pour le GTMHR ou le PBMR (voir Les réacteurs à haute température: un passé récent et un futur proche). Si un fluide différent est choisi pour le caloporteur primaire, le cycle de conversion sera dit indirect, la source chaude du



Essai d'emboutissage sur tôle en Inconel 617 pour des plaques d'échangeur de type PSHE.

cycle étant un échangeur intermédiaire IHX. C'est bien évidemment le cas pour un RNR-Na. Cependant, il est à noter que le cycle indirect reste la référence, tant pour le projet ANTARES (RTHT) d'Areva NP que pour le RNR-G de 2400 MWth du CEA.

Dans le cas du cycle direct, l'hélium s'impose car, en sus de ses qualités **neutroniques**, c'est un des meilleurs caloporteurs gaz permettant d'atteindre les hautes températures. Pour les cycles indirects, en plus des qualités de caloporteur, le choix du cycle secondaire devra considérer d'autres paramètres tels que la compatibilité avec le caloporteur primaire et la maturité des technologies de turbomachine.

Les gaz considérés dans les études préliminaires du CEA sont les gaz rares (hélium, argon), l'azote, le gaz carbonique (avec éventuellement un point haut du cycle au-delà du point critique, dit cycle au CO₂ supercritique) et les mélanges de gaz (hélium-azote par exemple).

Compte tenu des enjeux sur la conversion d'énergie et des innovations à étudier, des outils de modélisation et d'optimisation des cycles thermodynamiques ont été développés. Dans le cycle du RNR-G de 2400 MWth, pris à titre d'exemple, le circuit primaire en hélium transmet toute son énergie à un cycle de Brayton en héliumazote au secondaire. La source froide de ce cycle pourra autoriser l'utilisation d'un cycle tertiaire en vapeur d'eau tout à fait classique (voir figure 1 dans Les réacteurs à neutrons rapides à caloporteur gaz, p. 40).

Pour des conditions aux limites données, l'optimisation d'un tel cycle est un problème non linéaire, mono ou multicritère (rendement, énergie perdue, coût de l'installation) largement multivariable (choix des pressions et températures réparties dans l'installation) et multicontrainte (limites physiques et technologiques), dans lequel un algorithme déterministe révèle vite ses limites. On fait donc appel à des algorithmes à évolution de populations, tels que les algorithmes génétiques.

Le résultat des études de cycles est un point de départ d'études des composants clés de la conversion d'énergie (échangeurs de chaleur, machines tournantes). Ces dernières permettent de confirmer la faisabilité et les performances du cycle considéré et de fournir les modèles nécessaires aux codes utilisés pour les études de sûreté (calculs de transitoires incidentels et accidentels avec Cathare).

Les échangeurs de chaleur, composants clés

Pour les réacteurs refroidis soit au gaz, soit au sodium avec un cycle à gaz pour la turbine, les échangeurs de chaleur sont des composants clés. De leur performance dépendra le rendement global du cycle thermodynamique. Par ailleurs, la prise en compte des conditions sévères de fonctionnement, des contraintes économiques et d'encombrement implique le développement de solutions innovantes par rapport à la technologie classique à tubes. Les études proposées, en étroite collaboration avec les industriels, dépendent principalement du niveau de température de fonctionnement des échangeurs:

–pour des applications à des températures inférieures à 650 °C (récupérateur gaz/gaz, échangeur sodium/gaz), les aciers standards inoxydables (Mémo E, *Les grandes familles de matériaux nucléaires*, p. 76) sont compatibles avec les conditions de pression et de température, et seuls des développements seront nécessaires pour adapter les technologies existantes aux spécifications demandées;

–pour des applications comprises entre 650 et 900 °C (échangeur intermédiaire gaz/gaz), l'utilisation d'**alliages** à base nickel est nécessaire. Deux matériaux candidats ont été sélectionnés pour un vaste programme de qualification : l'Inconel 617 et l'Haynes 230. Ces métaux sont difficilement usinables et soudables. Leur utilisation pour réaliser des échangeurs compacts nécessite donc des travaux de base sur la mise en forme, le gravage⁽¹⁾ et l'assemblage (soudage, brasage) afin de valider les procédés de fabrication avant la réalisation de maquettes d'essais technologiques.

À plus long terme, et pour des applications à plus haute température (Tgaz > 900 °C), de nouveaux matériaux devront être qualifiés (structures de type **ODS**, céramiques, CerMet...) ainsi que de nouvelles techniques d'assemblage.

La mise en œuvre de nouveaux matériaux haute température associée au développement de techniques particulières de réalisation (usinage, pliage, soudage) est le principal enjeu technologique d'au-

(1) Terme de jargon technique désignant l'action d'usiner et de réaliser (de façon mécanique ou électrochimique) des canaux de très petites dimensions (de l'ordre du mm).

puissance d'échange : 600 MWth	technologie compacte	technologie à tubes	
volume puissance volumique	24 m ³ 25 MW/m ³	1 500 m ³ 0,4 MW/m ³	
compacité	540 m ² /m ³	12 m ² /m ³	
coefficient d'échange moyen	1 300 W/m ² ·K	800 W/m ² ·K	
nombre de cuves échangeurs	1	3à4	

tant que les spécifications de durée de vie des composants sont sévères: 20 ans pour les échangeurs gaz/gaz (T > 800 °C), et 60 ans pour les échangeurs sodium/gaz (T < 650 °C).

Compte tenu du faible coefficient d'échange des gaz (hélium, mélange de gaz) en général par rapport aux liquides, il est nécessaire d'avoir beaucoup de surface pour échanger les niveaux de puissance demandés. Le deuxième objectif poursuivi par les concepteurs est la recherche d'une solution économiquement viable qui passe par une réduction des coûts d'investissement. C'est la raison pour laquelle le CEA et ses partenaires industriels développent des technologies compactes pour les hautes températures, permettant de réduire les dimensions des composants et cuves, comme le met en évidence le tableau 1. Tableau 1. Comparaison des performances, pour les réacteurs à gaz, de la technologie compacte d'échange de chaleur et de la technologie à tubes, pour la même puissance échangée.

Figure 2. Mise en évidence de l'influence que peut avoir la technologie de l'échangeur sodium-gaz ainsi que la nature du fluide (azote, mélange hélium-azote ou CO₂ supercritique) sur la taille d'un composant de 400 MWth avec un concept de type "modules intégrés en cuve".









La compétitivité économique intègre aussi d'autres aspects. Tout d'abord l'efficacité thermique du composant, qui aura un impact direct sur le rendement global du cycle thermodynamique. Il faut trouver le meilleur compromis entre le rendement maximal, qui nécessite une très grande surface d'échange et donc des dimensions importantes, et un volume raisonnable du composant, qui impose une perte de rendement jugée acceptable (figure 2). Les concepteurs visent ainsi des efficacités voisines de 90 à 95 %. Le deuxième aspect à prendre en compte est la disponibilité du réacteur qui peut être bien évidemment affectée par la fiabilité du composant (qualité de conception et de fabrication) mais aussi par la modularité choisie du composant d'échange, qui introduit la notion d'inspectabilité et de réparabilité. Faut-il concevoir des échangeurs plus petits, plus facilement réparables mais avec un coût d'investissement plus élevé, ou des composants plus grands et plus chers à remplacer? Pour les échangeurs sodium/gaz, un des critères de choix du gaz sera sa réactivité chimique avec le sodium et les aciers des structures.

Plusieurs types de plaques à l'étude

La technologie compacte se caractérise par des échangeurs à plaques avec des petites sections de passage du fluide (diamètre hydraulique de l'ordre de 1 à 2 mm pour les gaz). Deux grandes familles de technologie font l'objet de développements: les plaques gravées et soudées et les plaques et ailettes brasées ou soudées (tableau 2). Les technologies les plus prometteuses pour les échangeurs gaz/gaz sont dans l'ordre décroissant: les plaques embouties (PSHE, *Plate Stamped Heat Exchangers*), les plaques et ailettes (PFHE, *Plate Fin Heat Exchangers*) et les plaques gravées

(PMHE, *Plate Machined Heat Exchangers* et PCHE *Printed Cirduit Heat Exchangers*) (encadré et figures 3 et 4).

La R&D sur les IHX gaz/gaz (850 °C), qui est conduite dans le cadre du projet ANTARES (600 MWth) d'Areva NP, s'est focalisée sur les

aspects matériaux, dimensionnements (aérauliques, thermiques et mécaniques) et fabrication (gravage des plaques et soudage).

Pour le choix du métal, deux candidats, des alliages base nickel, l'Haynes 230 et l'Inconel 617, font l'objet d'un vaste programme de qualification lancé dans un cadre tripartite (EDF/CEA/Areva-NP). Pour le gravage des plaques, deux techniques ont fait l'objet d'un programme de validation sur les deux matériaux : l'usinage à grande vitesse (UGV) et l'usinage par électro-



Figure 3. Exemple d'échangeur PFHE de technologie Nordon et simulation de l'écoulement autour de l'ailette d'un échangeur.

chimie. En ce qui concerne l'assemblage (soudage), les essais montrent que ces alliages sont difficiles à souder par diffusion car ils forment facilement des oxydes en surface, ce qui nuit à la tenue mécanique de la jonction. Des techniques spécifiques de préparation de surface et de dégazage ont donc été développées afin d'obtenir un joint présentant des propriétés métalliques et mécaniques adéquates. Les plaques soudées forment des blocs élémentaires qui, assemblés, créent des "modules échangeurs". En tout, huit modules sont intégrés dans la cuve échangeur.

Pour les échangeurs sodium/gaz, la technologie la plus prometteuse est celle à plaques et ailettes. Différentes évaluations ont été réalisées avec ces deux types d'échangeurs compacts, avec différents fluides comme l'hélium ou le sodium côté primaire de l'échangeur et l'azote, le CO₂ supercritique, et le mélange azote / hélium (80 % / 20 % massique) côté secondaire. La figure 2 donne un aperçu partiel de l'influence que peut avoir la technologie de l'échangeur ainsi que la nature du fluide sur la taille d'un composant d'échange de puissance donnée, dans un concept de type "modules intégrés en cuve". Elle met en évidence le rôle de l'hélium dans le mélange de gaz 20 % massique de He et 80 % de N₂: ce mélange per-

échang "Heat E	eurs de chaleur xchangers (HE)"	assemblage	fabricant - développement
compact à plaques gravées "Plate-type"	gravées chimiquement PCHE : " <i>Printed Circuit HE</i> "	soudage par diffusion	Heatric (GB)
	gravées mécaniquement PMHE : <i>"Plate Machined HE"</i>	soudage par diffusion	Areva/CEA
	plaques embouties PSHE : <i>"Plate Stamped HE"</i>	soudage	Alfa-Laval Vicarb/Packinox CEA/Areva
Compact à plaques et ailettes <i>"Plate-fin"</i>	PFHE : "Plate Fin HE"	brasage	Nordon (F)/Areva Brayton Energy (USA)
	FPHE: "Fin Plate HE"	soudage par diffusion	Heatric (GB)

Tableau 2.

Les deux grandes familles de technologies d'échangeurs de chaleur compacts.

Figure 4. Vue de la superposition (image CAO) des circuits primaire et secondaire d'un échangeur PMHE et géométrie des canaux d'échange.

1300 mm

met d'augmenter significativement, par rapport au N_2 seul, les propriétés thermiques, induisant des tailles de composant d'échange réduites.

Pour le choix de la technologie, une première étape consiste à réaliser des petites maquettes d'échangeur compact et à les tester en air, sous faible pression (1 à 10 bars) sur la boucle Claire 100 kW du Grethe (Groupement pour la recherche sur les échangeurs thermiques) au centre CEA de Grenoble, ou directement en fluide représentatif (N_2 , He- N_2 , He...), en pression (jusqu'à 90 bars) sur les boucles Diademo ou Hedyt au centre CEA de Cadarache. Elle permet d'identifier des fabricants potentiels, de vérifier leur savoir-faire et de caractériser leur technologie en régime permanent et lors de **cyclages** thermiques. Ces essais permettront également de valider les corrélations d'échanges utilisées pour le dimensionnement **thermohydraulique** de ces échangeurs.

Les essais de qualification des récupérateurs (acier type 316, 550 °C) ont été faits dans le cadre européen (HTR-E) sur deux technologies, Heatric et Nordon, en air. Ils ont permis de vérifier qu'une technologie d'échangeurs compacts pouvait être proposée pour le récupérateur d'un réacteur à caloporteur gaz de 600 MWth à cycle direct.

Mais cette étape n'est pas suffisante, car non représentative des conditions réacteur. Des essais en gaz réels (hélium), pression et haute température sont indispensables pour apporter une expertise plus complète. À la suite de qualifications à échelles réduites permettant la sélection des concepts, une validation à une échelle plus représentative est indispensable. Cette ultime étape de qualification ne peut se faire que sur une boucle hélium de plus grande puissance (boucle Helite: 1 MW, 850 °C, 6 à 7 MPa, en cours de définition à Cadarache). Ce n'est qu'au bout de ce processus en deux étapes que le choix de la technologie pourra être effectué.

Il restera ensuite à réaliser un module élémentaire complet de 10 à 20 MW, pour avoir un sous-ensemble à l'échelle 1 (géométrie des canaux, longueur, largeur et hauteur).

Les études de turbomachines (compresseur, turbine)

Les remontages conceptuels de réacteurs à **neutrons rapides** requièrent de disposer des données nécessaires pour l'évaluation des transitoires incidentels



Vue en CAO d'un empilement de plaques nervurées pour un échangeur intermédiaire (IHX).

Trois technologies de plaques pour les échangeurs compacts

PSHE Structuration des surfaces en 3D possible. Métallurgie satisfaisante des plaques embouties. Échanges thermiques très améliorés par **turbulence** avec perte de charge faible. Fort potentiel en innovation en partenariat industriel. Coût réduit de l'emboutissage. Volume (600 MWth): 17 m³, soit 35 MW/m³

PFHE Augmentation des surfaces par ailettes 1500 à 4 000 m²/m³ Échanges thermiques très améliorés par turbulence mais perte de charge (résistance à l'écoulement que rencontre le fluide) augmentée. Fort potentiel en innovation sur les ailettes. Volume (600 MWth) : 25-30 m³, soit 20-24 MW/m³

PMHE Réduction des tailles (microstructures) 500 à 1 000 m²/m³ Échanges thermiques légèrement améliorés. Forte problématique autour de la distribution des fluides. Volume (600 MWth): 23 m³, soit 26 MW/m³

et accidentels et d'obtenir des estimations des coûts d'investissement.

La première étape consiste à prédimensionner les composants. Des modules de prédimensionnement des turbines et des compresseurs ont donc été développés permettant de confirmer la faisabilité et la taille de ces composants ainsi que les performances du cycle thermodynamique.

Concernant les analyses des transitoires incidentels/accidentels du réacteur, il faut prendre en compte le fort couplage entre la conversion d'énergie et le cœur du réacteur (très significatif pour les cycles directs). Ainsi, les codes de calcul simulant le réacteur doivent prendre en compte tout ou une partie du cycle de conversion d'énergie, ce qui constitue une différence significative par rapport aux études menées sur les réacteurs à eau. Pour répondre à cette problématique essentiellement thermohydraulique, une approche **multi-échelle** (du modèle ponctuel à la CFD 3D⁽²⁾) a été mise en place.

Un premier modèle ponctuel de turbomachine a donc été implanté dans le code système Cathare, qui modélise le fonctionnement thermohydraulique d'un réacteur nucléaire. Il permet une simulation raisonnable du comportement en stationnaire et en transitoire du réacteur. Les courbes caractéristiques de chaque compresseur et de chaque turbine sont des données d'entrée obtenues grâce au prédimensionnement. Un modèle 1D axisymétrique, mis au point pour les régimes stationnaires et instationnaires, permet de prendre en compte certaines caractéristiques des compresseurs et des turbines (nombre d'aubes, taille, etc.). Il permet aussi une description de la turbomachine un peu plus locale (trajet réel du fluide, échange thermique...).

L'approche CFD 3D permet de déterminer les corrélations utilisées dans les modèles plus globaux et, à terme, de localiser les points chauds sur les aubes et les disques des turbines, et d'obtenir une meilleure esti-

(2) CFD 3D: (*pour Computational Fluid Dynamics 3 dimensions*) type de codes de mécanique des fluides généralistes (dits codes de CFD) qui résolvent des équations de transport couplées en discrétisant les champs de variables sur un maillage aussi fin que nécessaire.





Empilement de plaques rainurées de type PMHE avant et après assemblage par soudage diffusion. En bas, géométrie des canaux d'échange.



Figure 5.

Calcul 3D d'une grille de compresseur sous forte incidence (champ de vorticité). L'évolution spatio-temporelle de la vorticité (composante perpendiculaire au plan de coupe circonférentiel) apparaît avec superposition du champ de vitesse instantané en simulation des grandes échelles (SGE). Le référentiel est statique et l'écoulement est périodique dans la direction "verticale".

mation de l'efficacité des machines grâce aux informations locales obtenues (figure 5). Ces travaux physiques et numériques doivent être validés par des données expérimentales. Un programme à caractère analytique serait donc à entreprendre dans l'hypothèse où le cycle direct serait finalement retenu.

Des essais dits système (essais d'un ensemble de plusieurs composants) sont aussi nécessaires, en particulier dans la perspective du REDT (Réacteur d'étude et de développement technologique) qui devrait être la première installation à caloporteur gaz et à neutrons rapides. Ils permettraient d'évaluer les différentes stratégies d'évacuation de la puissance résiduelle du cœur (transitoires incidentels/accidentels). C'est l'objet de l'installation Salsa, dont l'avant-projet a été effectué en 2006. Des boucles dédiées à la validation sont également en cours de développement ou d'exploitation dans d'autres pays (Afrique du Sud, Japon, États-Unis). Le CEA a participé à un exercice international de validation des modèles sur une installation sud-africaine, dans le cadre de l'AIEA. Mentionnons également l'effort de ré-appropriation des résultats et des travaux réalisés par les Allemands dans les décennies précédentes.

paramètres	boucle d'essais	réacteur
débit	e∙Qm	Qm
vitesse de rotation	ω·1/√e	ω
dimensions	e ^{1/2} L	L
paramètres	boucle d'essais (20 MW)	réacteur de 600 MW
nombre d'étages	12	12
vitesse de rotation	15000	3 000
débit d'hélium (kg/s)	12,7	317,5
puissance turbine (MW)	22,0	558,0
pression entrée (bar)	70,7	70,7
pression sortie (bar)	26,4	26,4
température entrée (°C)	848	848
température sortie (°C)	510	510
longueur turbine (m)	0,4	2
rayon moyen du disque (m)	0,17	0,85
hauteur moyenne de l'ailette (m)	0,028	0,14
nombre de Reynolds moyen	~ 210000	~ 110000

Tableaux 3 et 4. Paramètres en similitude et principales caractéristiques de la turbine entre boucle d'essai et réacteur.



Plagues à ailettes droites et décalées selon la technologie Nordon (dimensions environ 6×10 cm).



Plagues gravées par attague chimigue puis soudées par diffusion (technologie Heatric) . La pièce mesure environ 5 cm de haut.

Pour le cas du cycle direct, le CEA a étudié les essais nécessaires à la qualification technologique de la turbomachine hélium (matériaux, conception, fabrication). Cette qualification nécessite de conserver, sans trop de distorsion, certaines caractéristiques aérauliques des machines hélium comme la valeur élevée du nombre de Reynolds (3) (Re < 200 000) et la valeur assez faible du nombre de Mach $^{(4)}$ (M < 0,4). Les études menées au CEA, avec l'assistance de l'Institut Von Karman (Belgique), concluent que le meilleur ratio "efficacité mécanique/coût" se situait pour des turbines d'une puissance de l'ordre de 20 MWth ($Q_{He} =$ 10 kg/s), c'est-à-dire à l'échelle 1/5^e en longueur, soit 1/25^e en puissance, la référence étant la turbine d'un réacteur de 600 MWth (tableaux 3 et 4).

Le développement des circulateurs

Pour le REDT et le RNR-G, l'hélium du primaire doit circuler en situation normale de fonctionnement mais aussi en situations accidentelles. Il faut noter que le

(3) Nombre de Reynolds: rapport des forces aérodynamiques aux forces de viscosité dans un écoulement. Il permet le calcul des caractéristiques de la couche limite et de la résistance au décollement

(4) Nombre de Mach: nombre sans dimension qui exprime e rapport de la vitesse locale d'un fluide sur la vitesse du son dans ce même fluide.



Maquette d'échangeur de technologie Nordon pour réacteur à très haute température testée sur la boucle Claire à Cadarache. On distingue en vert les thermocouples.

pompage "gaz" est aussi un élément essentiel dans les installations d'essais actuellement en service ou à l'étude. Les compresseurs employés dans ces conditions sont communément appelés "circulateurs". C'est la roue ailetée de ces turbomachines qui communique au fluide l'énergie mécanique nécessaire à sa mise en mouvement (figure 6).

La nature du gaz et les caractéristiques du circuit (**perte de charge** et débit) amènent à la sélection de l'étage de compression le plus adéquat pour assurer la circulation. Le rendement d'étage a un impact direct sur le coût énergétique de mise en œuvre de la turbomachine et sur l'échauffement subi par le gaz lors de la traversée des étages de compression. Cet apport de chaleur doit être pris en compte dans la conception des composants situés en aval du compresseur.

Comme pour les turbomachines de conversion d'énergie, des modèles de prédimensionnement ont été développés. Cela a été le cas du circulateur principal ainsi que des circulateurs des systèmes de sauvegarde pour le premier remontage du RNR-G de 2 400 MWth. Les courbes caractéristiques de fonctionnement ont été ainsi déterminées pour être ensuite incorporées au code Cathare.

Des essais se sont avérés nécessaires pour lever les incertitudes techniques sur les technologies retenues pour la conception des circulateurs de boucle d'essais. En plus de la validation des performances pour un fonctionnement en hélium, les essais ont permis de conclure favorablement sur le comportement des paliers et du moteur immergés dans l'enceinte.

Il est important de souligner que tous les développements effectués dans le cadre des programmes de réacteurs à caloporteur gaz sont suivis de très près par les thermiciens travaillant dans le domaine de la **fusion**,



Compresseur à étages périphériques et ensemble tournant immergé en préparation pour essais.



l'hélium se trouvant être également un caloporteur envisagé dans les réacteurs à fusion.

Figure 6. Structure type d'un compresseur à étage centrifuge et ensemble tournant immergé.

Une expertise solide en construction

Le CEA s'est engagé dans un vaste programme de R&D destiné à soutenir la conception de réacteurs nucléaires de 4^e génération. La technologie hélium peut être vue comme un tronc commun pour le développement de ces systèmes innovants, qu'ils soient à caloporteur gaz ou sodium.

Depuis 2001, des équipes rajeunies travaillent sur ces sujets et une solide expertise se construit au fil des ans. Pour chaque innovation technologique, les clés du succès passent par la vérification d'un fonctionnement plus sûr intégrant le concept de développement durable, d'une réalisation plus industrielle car la compétition sur ces réacteurs de la deuxième moitié du XXI^e siècle est à l'échelle mondiale, et enfin, d'une exploitation plus facile intégrant la fiabilisation des composants, la prise en compte, dès la conception, de l'inspectabilité, de la réparabilité, et des contraintes liées à l'aval du cycle (filière de traitement de déchets, entreposage, transports).

Un point est particulièrement à noter, c'est la spécification requise pour la durée de vie de ces systèmes, à savoir 60 ans. Cette exigence modifie la vision des concepteurs, les solutions ne passant plus systématiquement par la recherche de la performance en termes de température ou de rendement. Dans ce contexte, la clé réside dans la recherche de matériaux plus performants et endurants.

> Alain Berjon*, Lionel Cachon*, Patrick Dumaz*, Frédéric Rey* et Nicolas Tauveron** Direction de l'énergie nucléaire CEA Centres de Cadarache* et de Grenoble**

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 UO₂ 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.