



Les propriétés des matériaux non métalliques mises à profit

À côté des matériaux métalliques, les matériaux non métalliques devront contribuer à surmonter les points durs des réacteurs de la nouvelle génération, surtout ceux devant fonctionner à haute ou à très haute température. Les céramiques, le graphite et les matériaux composites vont voir leurs propriétés utilisées à plein pour s'adapter aux nécessités des nouveaux systèmes, particulièrement au niveau du combustible.

Dans la phase actuelle des recherches sur les matériaux pour les systèmes du futur, les travaux engagés par le CEA et ses partenaires ont pour but premier d'établir les données génériques concernant les propriétés thermophysiques et mécaniques initiales des matériaux "hautes températures" envisagés (céramiques et graphite, sous des formes monolithiques ou composites). Leur stabilité sous irradiation à forte fluence de neutrons rapides doit être testée dans une large gamme de températures et l'investigation de la sensibilité de ces propriétés aux paramètres pertinents (mode de fabrication, pureté, stoechiométrie, taille de grains, porosité) doit être engagée. Le programme d'irradiations expérimentales comporte plusieurs campagnes (Futurix, Matrix, voir *Phénix*, un

outil unique pour les combustibles, p.98) pour étudier le comportement sous irradiation de ces matériaux. En parallèle, des expériences de simulation numérique sont entreprises pour prédire la tenue de ces matériaux, essentiellement à des taux d'endommagement et des températures élevés.

Après un point sur l'état des connaissances acquises sur le comportement sous irradiation des céramiques dans leur ensemble et les principaux domaines de recherches restant à couvrir, les pages qui suivent présentent le graphite, matériau envisagé pour les très hautes températures (concept RTHT) puis une esquisse de ce qui pourrait constituer les matériaux des systèmes du futur à hautes températures (concept RNR-G), à savoir les matériaux composites à renforts fibreux.

Les céramiques : de mieux en mieux maîtrisées

Les céramiques sont des matériaux très anciens, utilisés dès leur origine pour leur tenue à haute température qui sont partagés de nos jours en deux familles : les traditionnelles (la terre cuite de nos ancêtres), et les "techniques" dont les tuiles de navettes spatiales constituent un exemple spectaculaire.

Il est maintenant admis de définir ces matériaux comme des matériaux non métalliques et non organiques. Les céramiques se déclinent sous forme d'oxydes, de nitrides et de carbures ou de combinaisons entre eux. Elles s'obtiennent toutes sous forme massive par l'action d'une forte chaleur, combinée ou non à une pression extérieure, qui va transformer la masse de poudre initiale en un solide continu et cohérent. Elles peuvent

également être préparées par des procédés dits de dépôts en phase vapeur.

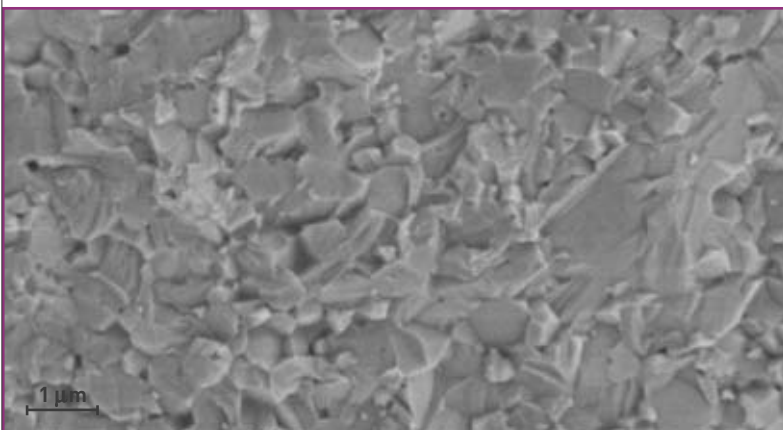
Outre leur tenue en température, ces céramiques offrent généralement un bon comportement mécanique, excepté en termes de ténacité et de déformation pour lesquelles elles peuvent être améliorées par une voie composite ou une nanostructuration (figure 1). Ces deux approches sont à l'étude pour mettre au point les céramiques comme matériau de structure et de gainage des réacteurs de prochaine génération.

Comment modéliser les mécanismes d'endommagement et d'évolution sous irradiation ?

L'altération des propriétés d'usage des matériaux résulte directement des modifications de leur intégrité chimique, cristallographique et microstructurale. Dans les solides, l'irradiation provoque trois catégories de phénomènes, correspondant à trois échelles de temps, dont les mécanismes sont beaucoup plus complexes encore dans les céramiques, notamment les isolants, que dans les métaux (Mémo E, *Les grandes familles de matériaux nucléaires*, p.76). Les transmutations modifient l'identité chimique des atomes, produisant des espèces nouvelles qui altèrent la composition du matériau. Parmi celles-ci, l'hélium a une importance particulière.

Les collisions nucléaires induisent des déplacements atomiques qui modifient la position et l'ordre des atomes, créent des défauts ponctuels (DP), lacunes et interstitiels, ainsi que des petits amas de DP. Sous irra-

Figure 1.
Fractographie d'une céramique de carbure de zirconium densifiée sans ajout après broyage et frittage sous charge.





P. Stroppel/CEA

Cellule d'analyse par microscopie Raman pour caractérisation microstructurale d'échantillons irradiés non métalliques au laboratoire d'examens et d'essais sur matériaux irradiés du CEA Saclay.

diation par les neutrons, ces déplacements se produisent par **cascades** qui durent quelques picosecondes (10^{-12} s). Dans certains isolants, les excitations électroniques induisent de très petits déplacements atomiques qui peuvent aller jusqu'à la création de DP, et des modifications importantes de la structure électronique qui affectent profondément la mobilité des défauts, généralement dans le sens d'une très forte accélération. Enfin, certaines céramiques, principalement des oxydes, s'**amorphisent**, soit directement dans le cœur des cascades, soit par accumulation de DP. La dynamique moléculaire ⁽¹⁾ a récemment montré que les oxydes présentent toute la gamme de mécanismes d'endommagement primaire sous irradiation, depuis l'amorphisation totale du cœur des cascades jusqu'à la création de défauts isolés sans aucune amorphisation, comme dans l'oxyde d'uranium, en passant par l'amorphisation du cœur avec création de DP isolés en périphérie. Le carbure de zirconium (figure 2), conducteur électrique et thermique, présente un endommagement typique des métaux mais aussi de... l'oxyde d'**uranium**, qui est un isolant ! Les causes physiques de ces différences de comportement restent à comprendre.

(1) Dynamique moléculaire : technique de simulation permettant de décrire pas à pas la dynamique de l'ensemble des atomes d'un système moléculaire connaissant les forces exercées sur chacun. Si elle part des premiers principes, on parle de dynamique moléculaire *ab initio*.

(2) Diffusion : migration des atomes dans un milieu solide, liquide ou gazeux, sous l'effet de l'agitation thermique.

(3) Ségrégation intergranulaire : adsorption d'atomes aux joints de grains.

(4) Cristallisation : action d'amener à l'état cristallin, caractérisé par la présence d'un ordre régulier dans la répartition des particules de matière, par opposition à l'état amorphe.

Enfin, la microstructure du matériau ainsi endommagé subit, sur toute la durée de l'irradiation, une lente évolution, régie par la diffusion ⁽²⁾, qui adopte des formes multiples : agglomération de défauts ponctuels (**boucles interstitielles**, **amas lacunaires**) et de solutés (éléments en solution) jusqu'à la précipitation de particules, de **cavités** (gros amas de lacunes), de bulles de gaz, ségrégation intergranulaire ⁽³⁾, transformations de phases (**radiolyse**, amorphisation/cristallisation ⁽⁴⁾), etc. Ces évolutions sont soit induites, soit simplement accélérées par l'irradiation. L'injection permanente d'énergie empêche le système d'atteindre l'équilibre thermodynamique : son état et son évolution sont régis par la compétition entre sauts atomiques balistiques et sauts thermiquement activés. Il s'agit de comprendre et de prévoir les chemins cinétiques et les éventuels états stationnaires vers lesquels il peut tendre (*diagrammes de phases dynamiques*).

Ainsi, dans le carbure de silicium (SiC) irradié, le **gonflement** de basse température est dû à l'amorphisation et peut atteindre 10 % environ. À plus haute température, celle-ci ne se produit plus et le gonflement est alors dû à l'accumulation des défauts ponctuels produits, lesquels en se recombinaient concourent à diminuer le gonflement jusqu'à 0,2 %. Au-delà de 1 000 °C, il est dû à l'agglomération de lacunes et croît avec la fluence et la température, sans saturation apparente en fonction de la première. Si le matériau est sous **contrainte** pendant l'irradiation, le **fluage d'irradiation** conduit à une déformation qui augmente avec le flux, la fluence et la température. Dans le SiC, il est faible et peu dépendant de la température en dessous de 900 °C mais augmente au-delà.

De même, la **conductivité thermique** est altérée par l'irradiation. Dans le SiC, elle diminue et semble se saturer en dessous de 25 **dpa** et 1 000 °C, sans doute par le même mécanisme d'accumulation de défauts ponctuels qui est à l'origine du gonflement de moyenne température, mais le comportement des carbures métalliques (ZrC, TiC) conducteurs n'évolue pas de façon identique à celui des isolants comme le SiC. Comme toutes les propriétés, la conductivité thermique est extrêmement sensible à la composition chimique, la **stoechiométrie** et les impuretés, ainsi qu'à la microstructure (taille de grains, porosité...).

Modélisation et couplage avec l'expérimentation

Compte tenu de la complexité des phénomènes mis en jeu, la **modélisation** prédictive ne peut pas se contenter de l'approche phénoménologique. Pour garantir leur robustesse, les modèles doivent être fondés sur la physique, et autant que faire se peut, aux échelles où cette dernière est la plus sûre, qui est souvent mais pas exclusivement celle de l'atome, d'autant plus que les mécanismes de production et d'évolution du dommage d'irradiation sont précisément produits à cette échelle. Il est d'abord indispensable de connaître et de prévoir les mécanismes exacts de la diffusion et de sa modification par l'irradiation : le calcul *ab initio* des structures électroniques donne accès aux propriétés élémentaires (structure, formation, migration) des défauts ponctuels. Il a rendu possible la modélisation complète de l'*autodiffusion* et des effets cruciaux des impuretés. Il est également utilisé pour comprendre la dif-

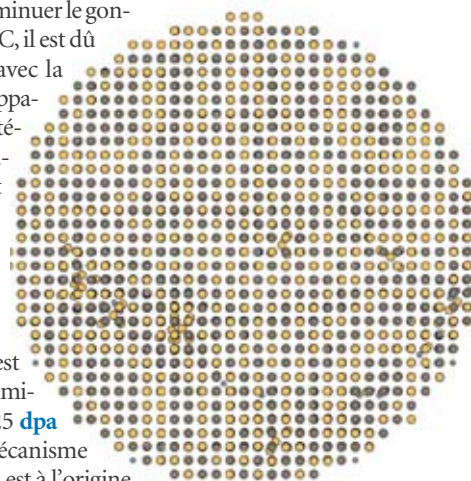


Figure 2. Simulation par dynamique moléculaire d'une cascade de déplacements dans le carbure de zirconium (atomes de Zr en jaune, de C en bleu).

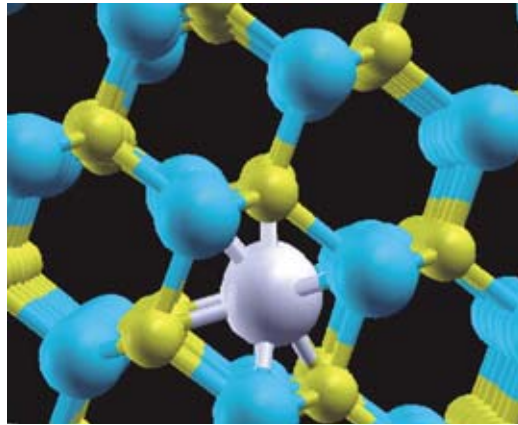


Figure 3. Diffusion du palladium dans SiC : atome de palladium en position de col pour la migration le long du canal 110 du carbure de silicium cubique : résultat de calcul *ab initio* (Pd en gris, C en jaune, Si en bleu).

fusion des **produits de fission** dans le SiC (figure 3). La dynamique moléculaire est l'outil de base de l'étude de l'endommagement balistique, mais son efficacité est tributaire de la qualité des potentiels interatomiques utilisés. Dans les isolants, en outre, l'approche *ab initio*, c'est-à-dire basée sur la prise en compte rigoureuse du caractère quantique de la physique à l'échelle de l'atome, est indispensable pour traiter les effets électroniques, et en particulier l'endommagement par les particules autres que les neutrons, **électrons** et **photons** de haute énergie.

La prévision des cinétiques d'évolution à long terme de la microstructure mentionnées ci-dessus repose sur des modèles déjà très développés et performants pour les métaux, mais dont l'application aux céramiques ne

fait que commencer. La compréhension et la modélisation du comportement mécanique, sont, elles aussi, beaucoup plus avancées pour les métaux que pour les céramiques, mais l'approche **multi-échelle** partant de l'échelle atomique n'en est encore qu'à ses débuts.

Par ailleurs, la modélisation doit être étroitement couplée à l'expérimentation. Outre l'acquisition des données pertinentes du comportement après irradiation neutronique des matériaux sélectionnés, il est indispensable de mettre en œuvre une expérimentation ciblée visant à déterminer les propriétés et comportements physiques élémentaires, paramétrer et valider les modèles.

Ainsi, l'irradiation par des particules chargées, **ions** et électrons, offre la possibilité de reproduire et d'analyser en détail les mécanismes d'endommagement dans des échantillons de petite taille, **non activés**, qui se prêtent donc à toute une gamme de mesures et d'observations depuis l'échelle atomique, tant *in situ* que *ex situ*.

Seul ce couplage de l'expérimentation et de la modélisation peut fonder la représentativité des irradiations expérimentales et la validité des extrapolations aux conditions de service. C'est en outre un outil précieux pour concevoir et optimiser les expériences d'irradiation en réacteurs, en termes de pertinence et d'économie, et interpréter leurs résultats.

> **Laurent Chaffron, Michel Guttman et Yves Limoge**
Direction de l'énergie nucléaire
CEA Centre de Saclay

Le graphite revisité

Il existe de nombreuses formes de carbone, mais seulement deux formes allotropiques⁽¹⁾ : le diamant et le graphite qui **crystallise** dans le système **hexagonal** (Mémo E, *Les grandes familles de matériaux nucléaires*, p. 76). À condition d'être suffisamment pur, le graphite est un bon **modérateur** de **neutrons** car il les ralentit sans les absorber (la **section efficace de capture** du ¹²C est faible, et sa **section efficace de diffusion élastique**⁽²⁾ est forte). Il possède des propriétés mécaniques intéressantes à haute température, est relativement facile à usiner et s'active peu sous irradiation.

Un graphite nucléaire doit avoir de bonnes propriétés mécaniques, une bonne stabilité dimensionnelle sous irradiation. Il doit capturer le moins de neutrons possible et enfin constituer un déchet acceptable après irradiation, donc contenir de très faibles quantités d'impuretés absorbantes ou activables.

Les graphites nucléaires sont fabriqués (figure 4) à partir d'un coke de pétrole ou de brai de goudron de houille



Blocs de graphite de l'empilement du réacteur à haute température japonais HTRR (en haut) et blocs réflecteurs du réacteur à haute température chinois HTR-10 (en bas).



Bloc de graphite PCEA fabriqué par Graftec/UCAR et utilisable pour des réacteurs à haute température.

et d'un liant. Le coke calciné est broyé, tamisé, puis les grains obtenus sont mélangés dans des proportions convenables pour obtenir une bonne densité et favoriser le départ des matières volatiles du liant. Le mélange de coke est en général malaxé à 165 °C avec un brai de houille, mis en forme par filage ou par compression unidirectionnelle, puis cuit entre 800 °C et 1 200 °C pour cokéfier le liant. Ensuite, le produit subit une ou plusieurs imprégnations, afin d'augmenter sa densité et ses propriétés mécaniques. Enfin, il est graphité entre 2 500 et 3 000 °C pour obtenir la structure cristalline hexagonale (figure 5). Cette graphitisation se fait en présence d'agents d'épuration (NaF, MgF₂, Cl₂...), qui permettent d'obtenir un graphite "de qualité nucléaire" à faible teneur en impuretés.

La nature du coke utilisé et la technique de mise en forme retenue sont très importantes car elles

(1) Allotropique: se dit d'un corps qui garde ses propriétés chimiques malgré une modification de sa structure cristalline.

(2) Diffusion élastique: interaction entre particules qui se traduit par le transfert de l'impulsion d'une particule à une autre sans en changer la nature (l'équivalent classique est le choc de deux boules de billard). La particule incidente rebondit sur la particule-cible avec une énergie cinétique inférieure à son énergie initiale. Le transfert d'impulsion appliqué à la cible fait reculer celle-ci. Si son énergie de recul est suffisante, la particule-cible ainsi émise peut être détectée (par exemple un électron de recul lorsque la diffusion a lieu sur une cible d'électron).

déterminent l'isotropie⁽³⁾ du graphite obtenu, donc l'évolution de ses propriétés macroscopiques sous irradiation.

À l'échelle des cristallites⁽⁴⁾ (dont les tailles selon l'axe cristallographique c (Lc) sont comprises entre 20 et 140 nm), assimilables à des monocristaux⁽⁵⁾, l'irradiation par les neutrons rapides génère un déplacement d'atomes de carbone en position interstitielle entre les plans graphènes et des lacunes au sein de ces mêmes plans (figure 6). L'accumulation des lacunes va conduire à une contraction de la maille cristalline selon l'axe a, et celle des interstitiels à une dilatation selon l'axe c. Sous irradiation, la taille des cristallites selon a (La) va donc décroître alors que Lc va croître. Cette évolution sous irradiation des cristallites va évidemment induire une évolution des propriétés macroscopiques du graphite irradié (variations dimensionnelles, propriétés mécaniques et thermiques). Or, dans les réacteurs à haute température, la température d'irradiation varie entre 500 °C et 1200 °C.

Les variations dimensionnelles des graphites polycristallins⁽⁶⁾ dépendent de trois paramètres. Le premier est la température d'irradiation : entre 300 et 700 °C, il se produit une contraction selon les deux directions préférentielles du graphite polycristallin avec des déformations plus importantes dans la direction parallèle aux grains (figure 7). Les vitesses de déformation en fonction de la fluence décroissent avec cette température d'irradiation. Au-delà de 700 °C, il se produit également une contraction dans les deux directions, mais les vitesses de déformation croissent alors avec la température d'irradiation. La taille des cristallites est le deuxième paramètre : la taille et la perfection des cristallites augmentent avec la température de graphitisation. Or, plus la taille des cristallites est importante, meilleure est la stabilité dimensionnelle du graphite sous irradiation. Troisième paramètre, l'isotropie du graphite : les variations dimensionnelles sont d'autant plus faibles que le graphite est isotrope.

À une température donnée, la conductivité thermique décroît de façon monotone avec la fluence. Elle atteint une valeur de saturation à partir d'une fluence qui dépend de la température d'irradiation. À une fluence donnée, la dégradation de la conductivité thermique sous irradiation est d'autant plus faible que la température d'irradiation est élevée (figure 8).

Sous irradiation, le **module d'Young** (E) du graphite polycristallin croît de manière très importante du fait du blocage des déformations de cisaillement par les défauts interstitiels, ce qui peut conduire à une fragi-

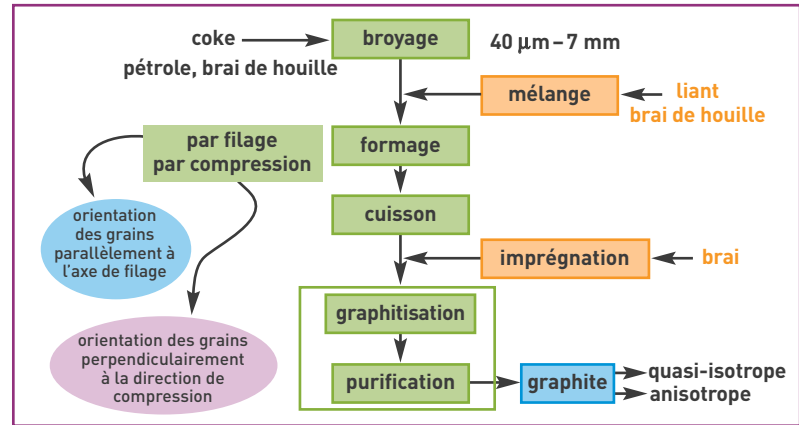


Figure 4. Fabrication du graphite.

lisation du matériau. Cet accroissement intervient dès les faibles fluences et il est d'autant plus important que la température d'irradiation est faible. Un comportement similaire est observé pour la résistance à la rupture (traction, flexion et compression) et pour le *facteur d'intensité de contrainte* (K_{IC}).

Alors que le fluage thermique du graphite n'apparaît sensiblement qu'au-delà de 2000 °C, le fluage sous irradiation intervient dès 100 °C et conduit à des déformations qui peuvent être dix fois supérieures à celles obtenues hors irradiation⁽⁷⁾. Les déformations de fluage primaire et secondaire correspondant respectivement

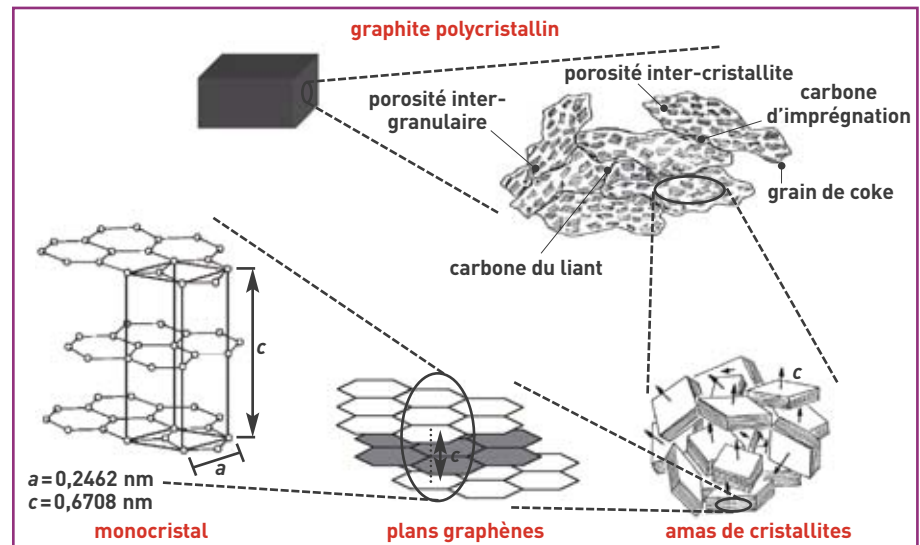


Figure 5. Structure du graphite.

aux deux termes de l'équation et sont proportionnelles à la contrainte appliquée σ . La constante de fluage primaire b croît avec la température d'irradiation, la constante de fluage secondaire k n'augmentant avec la température d'irradiation qu'entre 500 et 1400 °C. S'il présente un bon comportement mécanique à haute température, le graphite est très sensible à la présence d'espèces oxydantes dans l'hélium **caloporteur**. Par

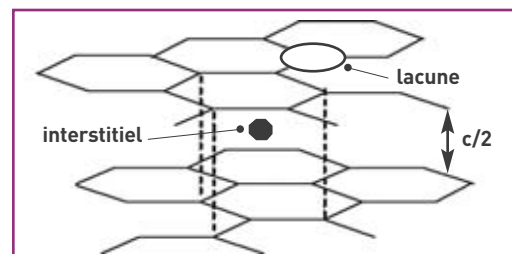


Figure 6. Endommagement dû à l'irradiation neutronique dans une cristallite.

(3) Isotropie : caractère de ce qui présente les mêmes propriétés physiques dans toutes les directions.

(4) Cristallite : domaine de matière ("grain" pour les métallurgistes) ayant la même structure qu'un monocristal et une taille variant de quelques dizaines à quelques centaines de nanomètres, la frontière entre deux cristallites étant un "joint de grain".

(5) Monocristal : objet macroscopique monobloc obtenu par translation de la maille élémentaire d'une structure cristalline dans les trois directions de l'espace, dans lesquelles les propriétés du cristal reflètent donc celles de cette structure à l'échelle atomique.

(6) Polycristallin : composé de plusieurs cristaux.

(7) Les déformations de fluage sous irradiation ϵ_f s'écrivent sous la forme :

$$\epsilon_f = \frac{\sigma}{E_0} (1 - e^{-b\gamma}) + k\sigma\gamma$$

où σ est la contrainte, E_0 le module d'Young du graphite avant irradiation et γ la fluence neutronique.

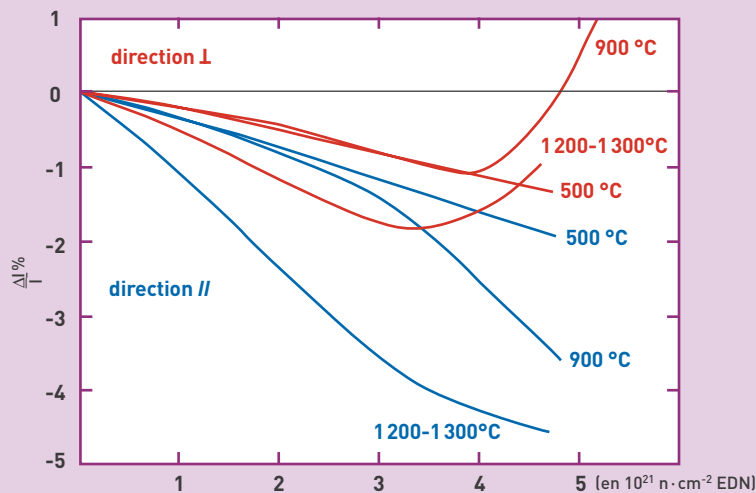


Figure 7. Variations dimensionnelles d'un graphite polycristallin quasi-isotrope pour différentes températures d'irradiation, dans les directions parallèle et perpendiculaire au filage. EDN : Equivalent DIDO Nickel. Une fluence de $10^{21} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$ (EDN) correspond à une fluence de $1,76 \cdot 10^{21} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$ ($E > 0,1 \text{ MeV}$).

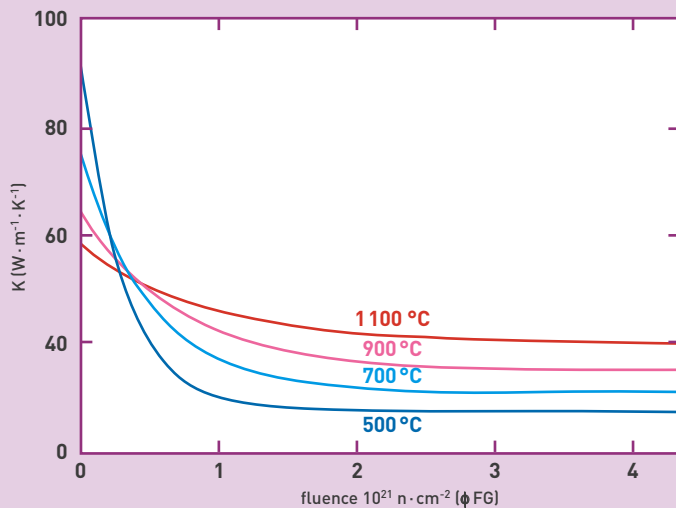


Figure 8. Conductivité thermique K d'un graphite polycristallin quasi-isotrope pour différentes températures d'irradiation (la conductivité thermique est mesurée à la température d'irradiation). ϕ_{FG} : fluence de fission équivalente pour le graphite. Une fluence de $10^{21} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \phi_{FG}$ correspond à une fluence de $0,96 \cdot 10^{21} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2}$ ($E > 0,1 \text{ MeV}$).

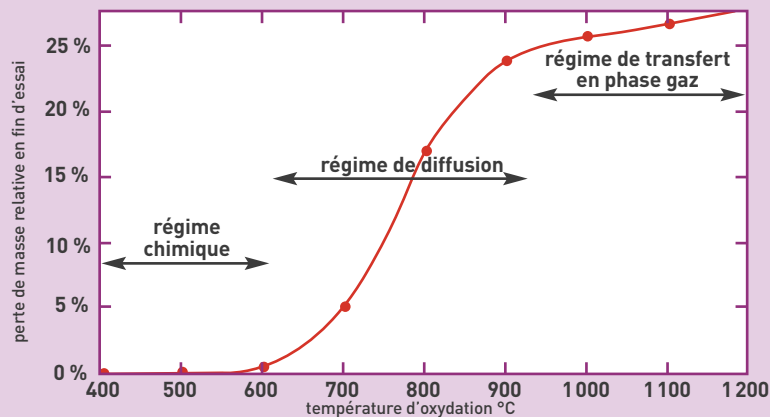


Figure 9. Cinétique d'oxydation d'un graphite en thermogravimétrie (perte de masse relative après 4 heures d'oxydation en air sec) en fonction de la température d'oxydation.



Montage des empilements de graphite du réacteur EDF3 de Chinon, au milieu des années soixante.

ailleurs, les scénarios accidentels dans les réacteurs à haute température prennent en compte une entrée d'air massive dans le **circuit primaire**. Il apparaît donc très important de connaître l'oxydation du graphite par l'air, qui en pratique est contrôlée par différents processus selon la température (figure 9).

Jusqu'à 500 – 600 °C, l'oxydation du graphite est contrôlée par la réaction chimique avec l'oxygène. Elle est lente mais uniforme dans tout le volume du graphite, ce qui peut conduire à une dégradation importante des propriétés mécaniques. Dans ces conditions, la présence de certaines impuretés (fer, vanadium plomb) va jouer le rôle de catalyseur⁽⁸⁾ de la réaction d'oxydation. Entre 600 et 950 °C, l'étape limitante devient la diffusion des espèces gazeuses dans la porosité du graphite. La vitesse d'oxydation augmente, mais celle-ci se produit moins en profondeur dans le solide. Le paramètre important est ici la porosité du graphite. Au-delà de 950 °C, l'oxydation du graphite est contrôlée par l'apport de gaz à la surface de l'échantillon. Elle est plus rapide et progresse depuis l'extérieur du graphite.

À l'issue de sa vie en réacteur, le graphite irradié constitue un déchet nucléaire dont la connaissance de l'inventaire radiologique est primordiale. Le retour d'expérience concernant les graphites des réacteurs **UNGG** montre que leur **activité** spécifique est de l'ordre de 5 MBq/g après 5 ans de refroidissement. Les **radio-éléments** les plus pénalisants sont le ³H, le ¹⁴C (90 % de l'activité après 120 ans de refroidissement) et le ³⁶Cl qui, bien qu'ayant une faible activité spécifique, possède une **période** de 300 000 ans et a une faible rétention dans les milieux géologiques. En tout état de cause, ces graphites irradiés n'auront pas comme exutoire le Centre de Stockage de l'Aube de l'**Andra**; l'option retenue étant un stockage dédié en site de subsurface. Le graphite irradié dans de futurs réacteurs à haute température constituera une quantité importante (6 100 tonnes par réacteur de 600 **MWth** fonctionnant 60 ans). Il s'avérera donc nécessaire de déployer une stratégie de réduction des déchets graphite produits, en utilisant des traitements tels que la décontamination, l'incinération, le recyclage ou la réutilisation du graphite irradié.

> **Jean-Pierre Bonal**
Direction de l'énergie nucléaire
CEA Centre de Saclay

(8) Catalyseur : qui accélère une réaction chimique sans que la substance accélératrice ne subisse elle-même de modifications, sinon temporaires.

Les composites s'imposent dans les hautes températures

L'intérêt des matériaux **composites** à renfort fibreux réside dans leurs propriétés mécaniques exceptionnelles (résistance ou module d'Young spécifiques) qui peuvent être, à température ambiante, 5 ou 6 fois plus élevées que celles de l'acier, qui fait référence. Cet avantage est également conservé à hautes températures (supérieures à 1 000 °C), puisque les composites céramiques possèdent, entre autres, des comportements reproductibles et une énergie de rupture élevée, contrairement aux céramiques monolithiques, traditionnellement employées dans ce domaine de température.

Pour les futurs réacteurs à haute ou très haute température, l'emploi des composites à base de carbone ou de carbure de silicium est envisagé pour certains composants nécessitant des performances très élevées, tels que les **gainés de combustible**, les **barres de contrôle** et tubes guides⁽¹⁾, les isolants du **conduit chaud** ou le support du cœur.

Les travaux pour la mise au point de ces matériaux sont menés au travers de programmes internes, de partenariats avec le **Laboratoire de Composites Thermostructuraux** et des industriels tels que **Areva** et **Snecma Propulsion Solide** (SPS groupe **Safran**) et aussi de collaborations internationales (projet **INERI**).

Composites carbone/carbone pour barres de contrôle

Les composites carbone/carbone (C/C) possèdent la caractéristique commune d'être constitués de fibres de carbone et d'une matrice en carbone, mais peuvent correspondre à des matériaux aux propriétés très différentes. En effet, le carbone peut être synthétisé sous des formes d'organisation diverses possédant des caractéristiques (thermiques, mécaniques, électriques) pouvant varier de plusieurs ordres de grandeur, que ce soit pour les matrices ou les fibres (figure 10). Les concepteurs peuvent donc s'appuyer sur une très grande diversité de constituants de base, mais aussi d'architectures

(1) Tube-guide: dans un assemblage combustible de type REP, tubes de dimensions comparables aux crayons combustibles qui permettent aux grappes de crayons absorbants de coulisser, et aux grappes fixes de poisons consommables et de grappes de bouchage de se positionner.

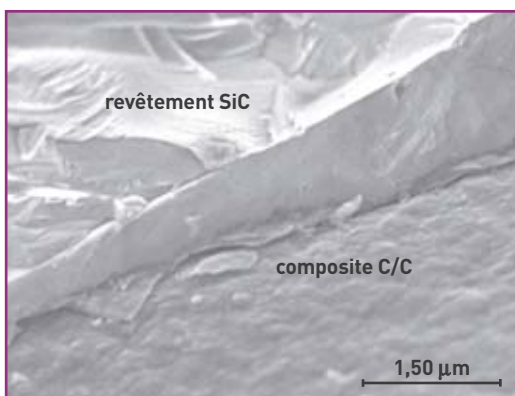


Figure 11. Composite C/C élaboré par le procédé CEA de caléfaction et revêtu d'une couche de carbure de silicium.

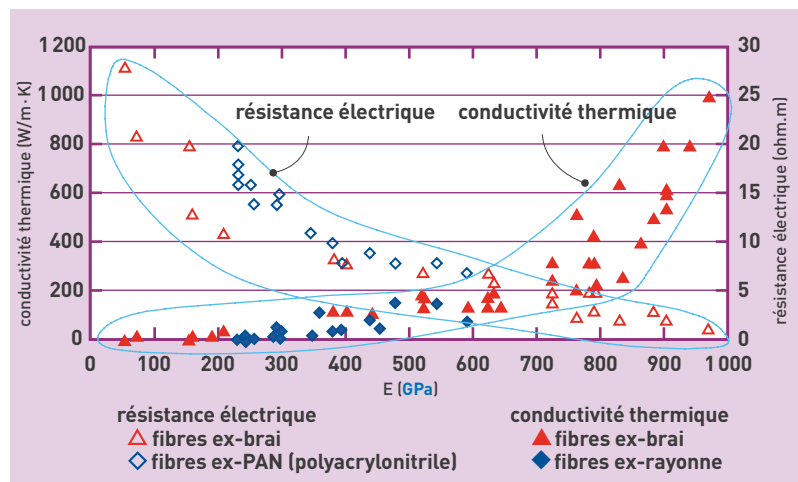


Figure 10. Conductivité thermique et résistivité électrique (en ohm·m) des fibres brai et PAN à 300K (données fournisseurs ; rapport DTEC).

textiles, pour définir des matériaux répondant au mieux aux fonctions recherchées. Au CEA, les deux grandes applications qui ont conduit à des études poussées concernent les points avant des missiles et les composants de l'enceinte interne d'un réacteur à fusion thermonucléaire faisant face au plasma.

Dans le cas des barres de contrôle (assemblages de tubes d'environ 50 cm de longueur, 10 cm de diamètre et 5 mm d'épaisseur), les matériaux doivent pouvoir supporter en conditions normales (température de 1000 °C pendant 10 ans) des contraintes thermomécaniques sous irradiation (environ 0,1 dpa/an). La prise en compte des conditions accidentelles nécessite la résistance à des chutes et des chargements mécaniques importants ou, encore, une oxydation à haute température (quelques heures entre 800 et 1600 °C). Les types de composite qui, *a priori*, devraient le mieux répondre au besoin sont des composites tri-dimensionnels (3D), configuration qui leur confère une meilleure stabilité dimensionnelle, et à base de fibres possédant une texture très organisée (proche du graphite), leur permettant de conserver des propriétés mécaniques plus élevées sous irradiation. Les principaux travaux portent, actuellement, sur la mise au point de revêtements protecteurs vis-à-vis de l'oxydation (figure 11) et, à court terme, sur des campagnes d'irradiation et de caractérisation de fibres et de mini-composites, afin de compléter les connaissances dans ce domaine.

Composites SiC/SiC en Nid d'abeille pour gaines de combustibles

Les deux concepts envisagés pour les gaines de combustible pour les réacteurs à **spectre neutronique rapide** et à **caloporteur gaz** ont été présentés dans le chapitre précédent. Le premier, dit **combustible à plaque**, est le plus intéressant, car il permet un **taux de combustion** plus élevé et un confinement individuel de chaque pastille. Les gaines doivent assurer, à haute température (~900 °C), sous forte dose (15 dpa) et sur des durées longues (dizaine d'années), les fonctions de structuration mécanique (résistance supérieure à plusieurs centaines de MPa), de confinement des **produits**



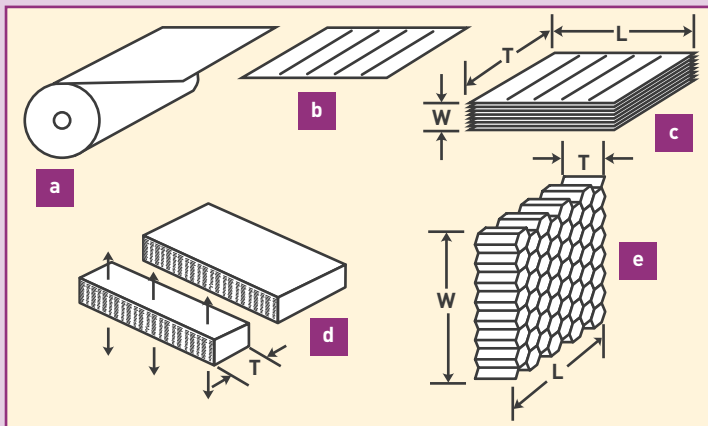
Composite carbone/carbone (C/C) employé dans la machine de fusion Tore Supra comme première paroi face au plasma (l'élément mesure 1 m).



Réalisation de Nida par la technique de l'expansion

Pour réaliser des Nida, un rouleau du matériau de base des parois des alvéoles (a), tel qu'un tissu de fibres, est coupé en feuilles sur lesquelles des lignes de colle ou de résine sont déposées (b). La largeur des lignes de résine correspond à celle d'une paroi du Nida ; l'espacement entre deux lignes est de trois fois la largeur d'une paroi. Ces feuilles sont empilées (c) et la pile est traitée sous chaleur et, éventuellement, sous pression, ce qui conduit à une polymérisation⁽¹⁾ et à des liaisons entre les feuilles. La pile obtenue est ensuite coupée en tranches suivant l'épaisseur désirée (d). La tranche est ensuite étirée jusqu'à l'obtention des cellules hexagonales (e). Le Nida à base de tissu peut ensuite être imprégné de résine et polymérisé. On obtient ainsi un nida composite à matrice organique qui peut, pour certaines résines (phénoliques par exemple), être transformée en carbone par pyrolyse.

(1) polymérisation : ajout progressif de molécules de monomères les unes aux autres par des liaisons covalentes (par mise en commun d'électrons), formant un polymère, macromolécule de poids moléculaire élevé répétant un même motif.



de fission solides et gazeux (la pression interne peut atteindre une centaine de bars) et l'évacuation de la chaleur ($> 10 \text{ W/m}\cdot\text{K}$).

Compte tenu des très faibles épaisseurs de gaine visées, les céramiques monolithiques sont quasiment exclues et le choix se porte naturellement vers les composites céramiques, en particulier les SiC/SiC, dont le comportement mécanique, sous forte irradiation et en

température, semble satisfaisant. Ces matériaux sont constitués de trois éléments :

des fibres de SiC qui apportent l'essentiel des propriétés mécaniques, une interphase (interface entre deux phases d'un milieu) en carbone, permettant d'adapter les forces de liaison interfaciales, et une matrice en SiC qui assure la cohésion du matériau et le transfert de charge aux fibres (figure 12). Les renforts fibreux sont réalisés par des techniques

de l'industrie textile : tissage, tricotage, tressage ou aiguilletage de nappes de fibres. Le dépôt de l'interphase et la densification par la matrice sont en général réalisés par *infiltration chimique en phase vapeur* de composés précurseurs, dans des fours à des tempéra-

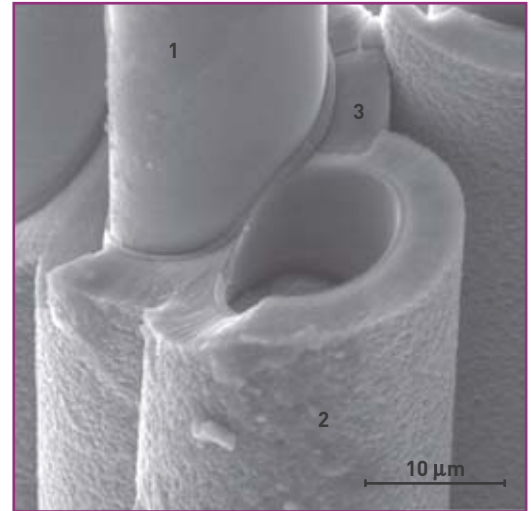


Figure 12. Composites SiC/SiC constitué de fibres SiC (1), d'une interphase C (2) et d'une matrice SiC (3) (Université Claude Bernard Lyon/ Laboratoire Matériaux et Interfaces).

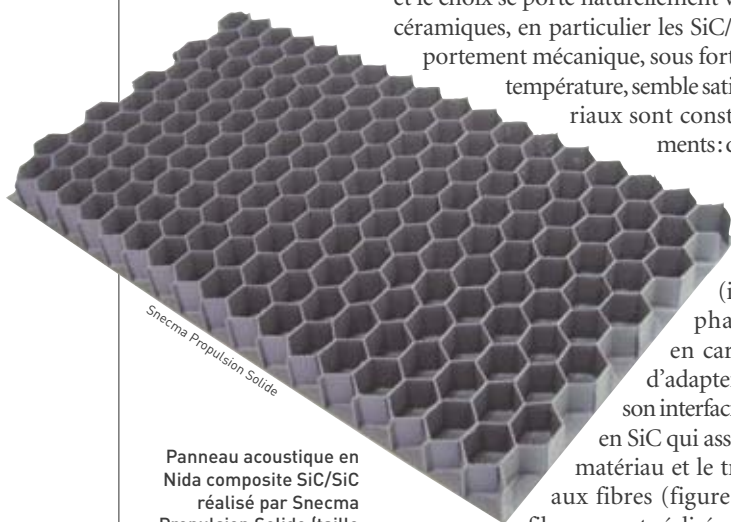
tures d'environ $1\,000\text{ °C}$. Ces matériaux sont très performants mais réservés à des applications de haute technologie, dans le domaine aérospatial, compte tenu de leur coût de fabrication très élevé. Les procédés de mise en œuvre sont bien maîtrisés par quelques industriels et permettent la fabrication de pièces formées de grandes dimensions. Cependant, la réalisation des gaines sous forme de plaques Nida (nid d'abeille) ou d'aiguilles présente des difficultés très importantes : précisions géométriques très élevées demandées, taux identiques de fibres et même épaisseur de parois exigées, faibles épaisseurs des matériaux, rigidité extrême des fibres, ce qui les rend délicates à manipuler, et nécessité de mise au point d'une interphase autre que le carbone car celui-ci ne "tient" pas suffisamment vis-à-vis de l'irradiation. Les seules techniques d'élaboration de Nida composites céramiques développées actuellement (par **EADS Astrium** et SPS en particulier), consistent à fabriquer, lors d'une première étape, des structures fibreuses par l'une des deux techniques classiques de l'expansion (encadré) ou liaison (collage ou autre) de tissus. On réalise ensuite une imprégnation et une pyrolyse⁽²⁾ d'un précurseur de SiC ou/et une densification par CVI⁽³⁾. Ces techniques ne sont cependant pas compatibles avec le cahier des charges imposé car elles ne permettent pas d'avoir une épaisseur de paroi constante et une précision géométrique élevée. Des travaux entrepris au CEA Le Ripault ont permis de mettre au point, à l'aide d'un nouveau procédé ayant fait l'objet d'un dépôt de brevet, des matériaux qui devraient respecter les caractéristiques dimensionnelles requises. Des essais mécaniques et tests d'irradiation (programme Futurix) permettront d'évaluer cette solution.

> Patrick David

Direction des applications militaires
CEA Centre du Ripault

(2) Pyrolyse : décomposition chimique sous l'effet de la chaleur.

(3) CVI : (pour *Chemical Vapor Infiltration*) procédé de densification, par infiltration chimique en phase vapeur dans une préforme fibreuse, de composites thermostrostructuraux et en particulier des carbone-carbone (C/C).



Panneau acoustique en Nida composite SiC/SiC réalisé par Snecma Propulsion Solide (taille de cellule $\sim 1 \text{ cm}$).

Les éléments d'un système nucléaire

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

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

Le fluide caloporteur évacue du cœur l'énergie thermique dégagée par les fissions et transporte les calories vers les systèmes qui mettront cette énergie sous une forme utilisable, en général l'électricité. Le caloporteur est soit l'eau⁽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 **retirer** en continu les matières nucléaires puisque les actinides y seraient dissous.

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

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

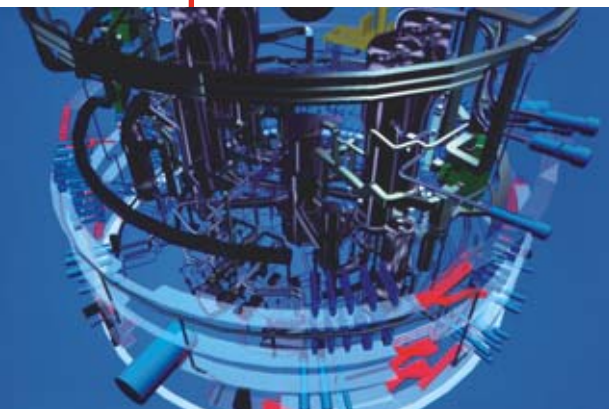
tent de réguler la population des neutrons et, par là même, en influant sur sa **réactivité**, de maintenir la puissance du réacteur au niveau désiré, voire d'arrêter la réaction en chaîne. Les barres, ensemble de tiges solidaires mobiles (appelées **grappes**) sont introduites plus ou moins profondément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

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

Le circuit secondaire sort de "l'îlot nucléaire" pour faire fonctionner *via* une turbine un turboalternateur ou alimenter un réseau de chaleur. Dans les réacteurs à **eau lourde**⁽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.



Areva NP

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

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

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

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

Filières, générations et spectres neutroniques

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

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

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

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

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



M. Brigauf / EDF Médiathèque

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

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

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

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

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

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

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

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

La **deuxième génération** est celle des réacteurs, actuellement en service, entrés en fonctionnement entre les années 70 à 90. Exclusivement à vocation électrogène, la plupart (87 % du parc mondial) sont des réacteurs à eau, à l'exception notable des **AGR** (Advanced Gas Reactor) britanniques. Leur combustible standard est formé de **pastilles frittées d'oxyde d'uranium enrichi** aux environs de 4 % en uranium 235, empilées dans des tubes étanches (**crayons**) qui, réunis en faisceaux, forment des **assemblages**. Les PWR (REP en français) dominent le marché, représentant 3 réacteurs nucléaires sur 5 dans le monde. En font partie les différents "paliers" de réacteurs REP réalisés en France pour EDF par Framatome (aujourd'hui **Areva NP**). Les réacteurs russes de la série **VVER** 1000 sont comparables aux REP occidentaux. Bien que moins nombreux que les REP, les **BWR** (Boiling Water Reactor) ou **REB** (réacteurs à eau bouillante) se trouvent notamment aux États-Unis, au Japon ou en Allemagne. Enfin les réacteurs à uranium naturel de type **Candu**, de conception canadienne, et leurs équivalents indiens se maintiennent activement. Ce sont également des réacteurs à eau sous pression, mais utilisant l'**eau lourde** (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 II de General Electric, qui s'associe à Hitachi, les ACR canadiens et l'AES 92 russe, ainsi que des projets de petits réacteurs intégrés. Les projets de **réacteurs à haute température** modulaires du type GT-MHR (projet international) ou PBMR (du Sud-Africain Eskom) appartiennent à la troisième mais peuvent préfigurer des réacteurs de **quatrième génération**.

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

Cycles thermodynamiques et conversion d'énergie

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

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

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

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

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

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

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

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

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

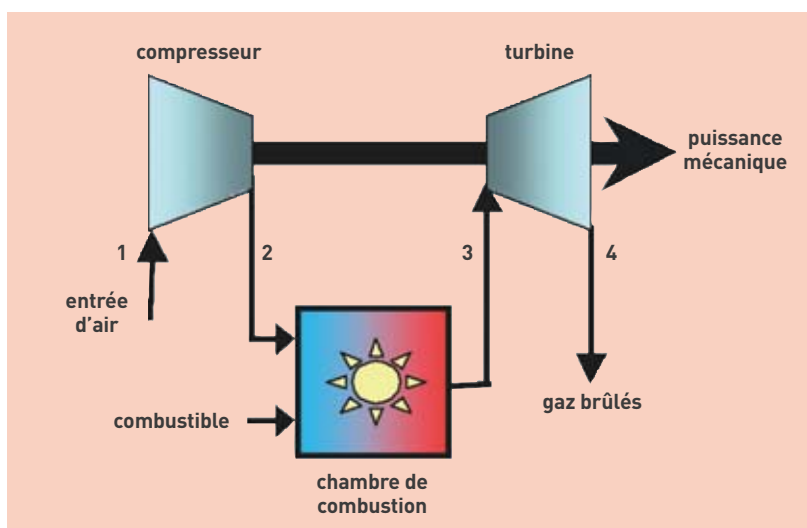


Figure. Cycle de Brayton utilisé pour une turbine à gaz à cycle ouvert.

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

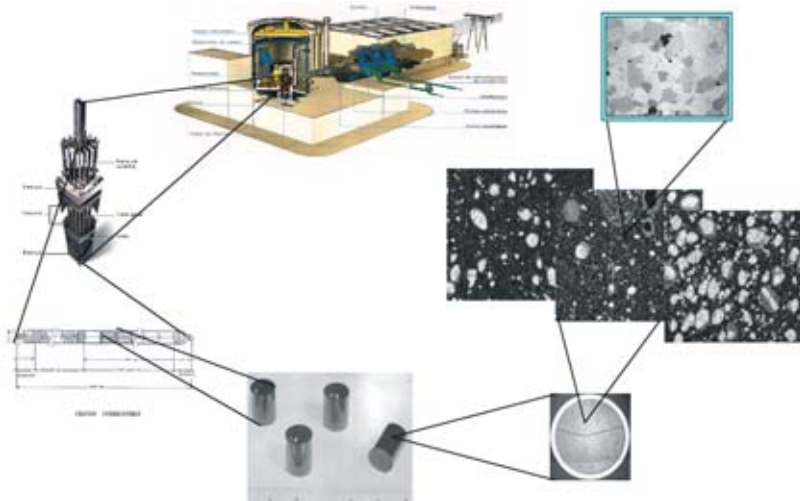


Figure. L'amélioration de la fiabilité et de la rentabilité du combustible nucléaire nécessite une modélisation fine dudit **combustible** (ici du **MOX**). Les caractéristiques microstructurales (porosité, taille et répartition des **amas**, taille de **grain**...) ont un impact direct sur le comportement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

Les grandes familles de matériaux nucléaires

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

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

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

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

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

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

Les structures cristallines

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

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

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

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

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

Les familles d'aciers

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

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

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



Areva NP

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

mum de 0,15 % de carbone qui ont subi une *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 316Ti des gaines, par exemple) constituent des matériaux de référence. Dans les réacteurs à neutrons rapides, ils entrent notamment (acier 316L[N]) dans la fabrication des **tubes hexagonaux** (typiques des réacteurs comme Phénix), et l'acier austénitique 15/15Ti a été optimisé pour les **aiguilles** de cette filière et a été la solution de

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

Dans les combustibles à particules, les oxydes d'uranium et de plutonium sont enveloppés par plusieurs couches de **pyrocarbures** et/ou de **carbure** de silicium isolant (**SiC**), éventuellement sous forme fibreuses (**SiCf**). On parle alors de particules revêtues (*Coated particles*, ou CP). Si les billes de 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.

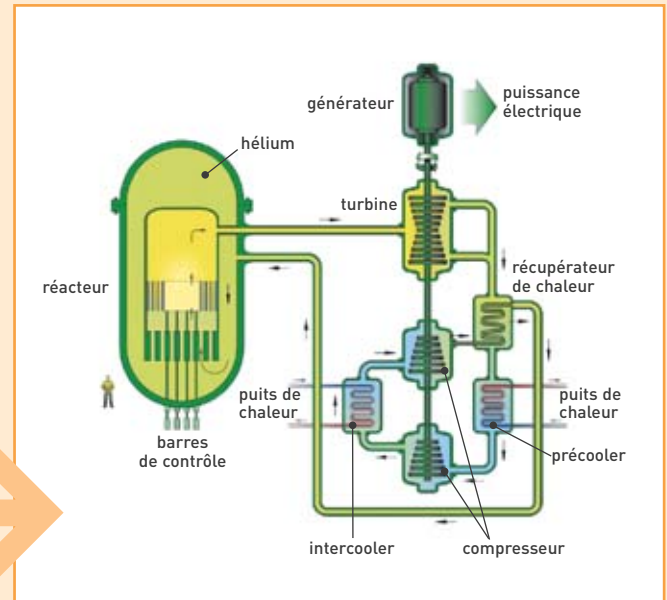
Les six concepts sélectionnés par le Forum GEN IV

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

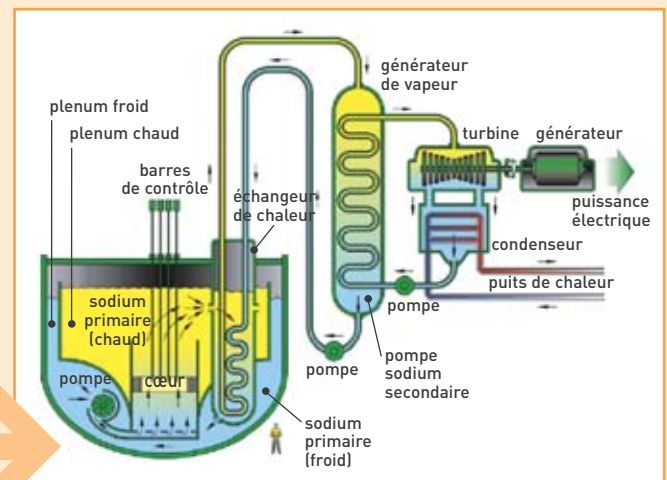
Le **GFR** (*Gas Fast Reactor*, en français **RNR-G**) est un **réacteur à haute température (RHT)** refroidi au gaz, généralement à l'hélium, à **neutrons rapides**, permettant le **recyclage homogène** ou **hétérogène** des **actinides** tout en conservant un gain de **régénération** supérieur à 1. 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.



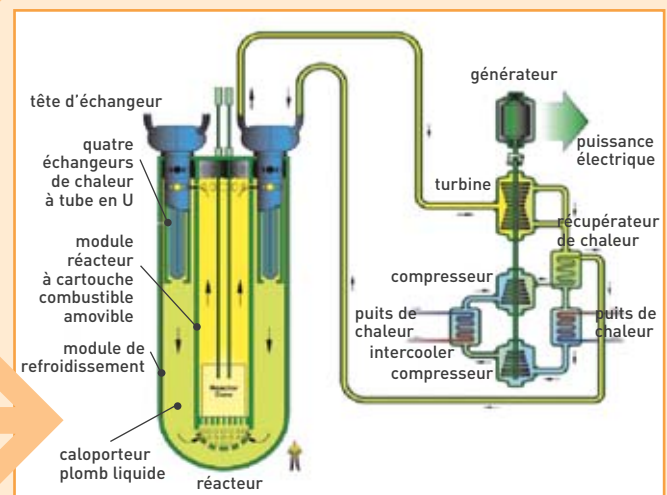
Le SFR

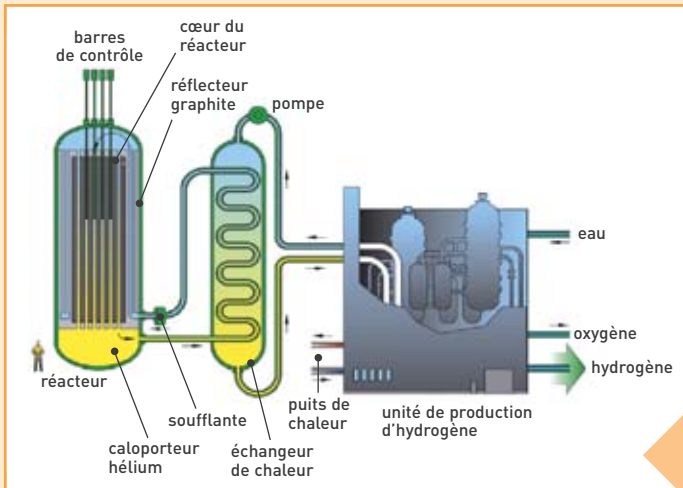
Le **SFR** (*Sodium Fast reactor*, en français **RNR-Na**) est un réacteur refroidi au **sodium** liquide, à neutrons rapides associé à un **cycle fermé** permettant le recyclage de l'ensemble des actinides et la régénération du plutonium. Du fait de la régénération de la matière fissile, ce type de 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

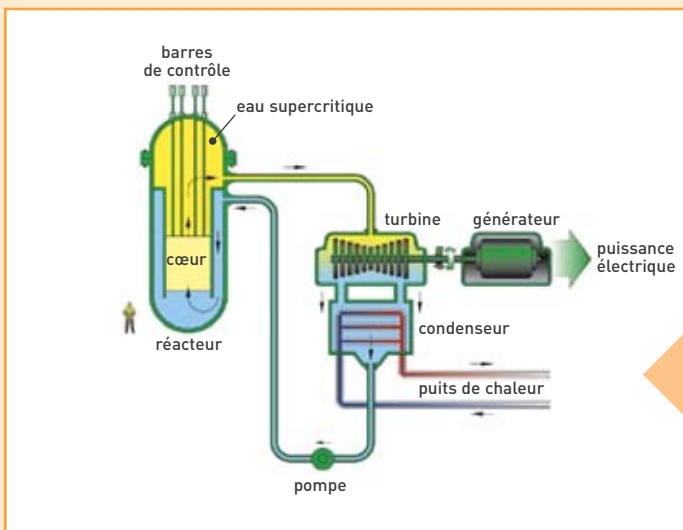
Le **LFR** (*Lead Fast Reactor*, en français **RNR-Pb**) est un réacteur refroidi au plomb (ou alliage au plomb plomb-bismuth), à neutrons rapides associé à un cycle fermé du combustible permettant une utilisation optimale de l'**uranium**. Plusieurs systèmes de référence ont été sélectionnés. Les puissances 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 **nitruure** et permettent le recyclage de l'ensemble des actinides.





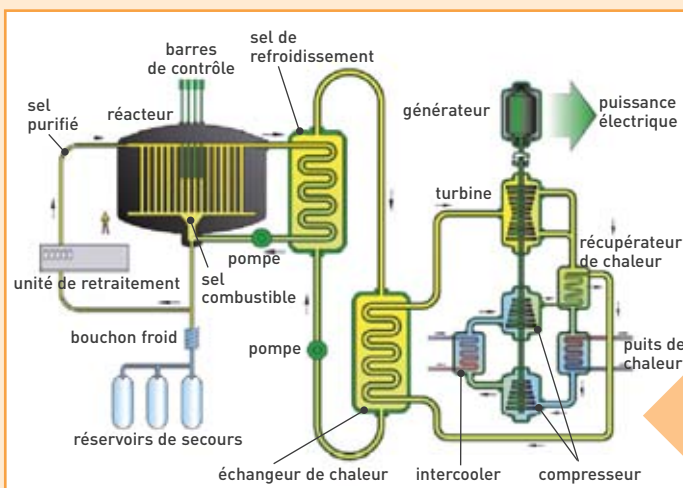
Le VHTR

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



Le SCWR

Le **SCWR** (*Supercritical Water Reactor*, en français **RESC**) est un réacteur refroidi à l'eau supercritique à neutrons thermiques dans une 1^{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 **épi-thermiques**. 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.