

# Pourquoi et comment concevoir des systèmes nucléaires de 4<sup>e</sup> génération ?

À l'heure où la troisième génération de réacteurs se trouve prête à prendre le relais pour répondre aux besoins d'extension ou de renouvellement des parcs électronucléaires actuels, les chercheurs travaillent déjà à concevoir la quatrième génération de réacteurs avec l'ambition que ces systèmes du futur s'inscrivent dans une perspective d'utilisation dans la durée de l'énergie nucléaire. Il n'est pas trop tôt pour le faire ; le développement d'une nouvelle filière nucléaire est une affaire de longue haleine et 2040 constitue l'horizon le plus rapproché pour commencer son déploiement.



EDF construit son premier réacteur de troisième génération (EPR) sur le site de Flamanville (Manche). En arrière plan, les deux tranches de deuxième génération existantes.

Les réacteurs à **neutrons thermiques** des générations actuelles (Mémo B, **Filières, générations et spectres neutroniques**, p. 14) consomment principalement l'<sup>235</sup>U, seul **isotope fissile** de l'**uranium naturel**, et utilisent très mal le potentiel énergétique de cette matière première. Ainsi, les **réacteurs à eau sous pression (REP)** de 2<sup>e</sup> génération n'utilisent en **cycle ouvert** qu'environ 0,6 % du potentiel énergétique contenu dans l'uranium naturel employé pour fabriquer leur **combustible**. Même en **recyclant** les matières valorisables (uranium U et **plutonium Pu**) encore présentes dans les combustibles usés, cette valeur n'atteint pas 0,8 %.

## Pourquoi des systèmes nucléaires de quatrième génération

### La question des ressources

Devant la perspective inéluctable d'épuisement des ressources d'uranium exploitables, on ne pourra se satisfaire de manière durable d'une utilisation aussi peu

économique des ressources naturelles. Il sera nécessaire de passer, à un terme plus ou moins lointain, par une valorisation de la matière **fertile** (<sup>238</sup>U) disponible en proportion très supérieure. Cette valorisation reviendra à multiplier les réserves énergétiques de plusieurs ordres de grandeur puisqu'il deviendra ainsi possible de brûler la quasi-totalité des **noyaux** d'uranium naturel.

Il s'agira là d'exploiter une propriété essentielle et remarquable de l'énergie nucléaire : la **régénération** de son combustible fissile. Au fur et à mesure qu'elle consomme son combustible initial, elle génère un nouveau combustible (des noyaux fissiles de <sup>239</sup>Pu) par conversion des noyaux fertiles <sup>238</sup>U présents en large quantité. Une fraction de ce plutonium est brûlée *in situ*, contribuant ainsi à la production d'énergie du réacteur ; la part de <sup>239</sup>Pu restant en fin de vie du combustible peut être extraite et réutilisée comme matière fissile dans une nouvelle recharge de combustible.

Mais pour que ce processus puisse perdurer, il faut que la quantité de matière fissile résiduelle soit égale ou



supérieure à la quantité initiale ; c'est ce qu'on appelle l'**iso-** ou la **surgénération**. Pour obtenir ces conditions avec le couple uranium-plutonium, il est nécessaire que les neutrons induisant les réactions nucléaires possèdent une énergie élevée, proche de l'énergie à laquelle ils ont été émis par **fission**. On parle de **neutrons "rapides"** par opposition aux neutrons "**lents**" ou "**thermiques**" des réacteurs électrogènes actuels.

Ainsi les **réacteurs à neutrons rapides (RNR)** possèdent la capacité, une fois constitué le stock opératoire de plutonium, de se satisfaire d'un appoint de  $^{238}\text{U}$  sous forme par exemple d'**uranium appauvri**, résidu abondant et actuellement sans valeur marchande des activités d'**enrichissement**, et de se passer totalement d'uranium naturel.

### La question des déchets

Contrairement au cycle ouvert, où les combustibles usés des réacteurs renfermant la totalité des **radio-nucléides** présents sont considérés comme des déchets ultimes et doivent être gérés comme tels, la stratégie de **traitement-recyclage** (ou **cycle fermé**) permet de récupérer les matières fissiles ou fertiles dont le potentiel énergétique est encore important. Le complément qui ne représente que quelques pour-cent de la masse du **combustible usé** peut alors être conditionné dans une matrice de verre confinant les radio-nucléides sur le long terme. Il constitue le véritable déchet ultime de la

production électronucléaire.

Ce principe de récupération des matières valorisables et de recyclage dans les **réacteurs à eau**, tel que pratiqué actuellement en France présente des limites dues à la dégradation rapide de la qualité isotopique du plutonium le rendant peu approprié à un usage en réacteur à neutrons thermiques. C'est une des raisons pour lesquelles le plutonium n'est actuellement recyclé qu'une seule fois dans les réacteurs à eau et que les combustibles usés **MOX** issus de ces réacteurs sont entreposés en attente de pouvoir utiliser le plutonium qu'ils renferment.

La période transitoire entre la situation présente et les perspectives offertes par les nouvelles filières représente un élément de fragilisation de la stratégie actuelle, très souvent mis en avant par les opposants au nucléaire qui dénoncent le statut ambivalent du plutonium entre ressource énergétique et déchet. Les RNR de 4<sup>e</sup> génération, capables de brûler tous les isotopes du plutonium, offriront sans ambiguïté la perspective d'une utilisation pérenne de cet élément comme matière énergétique.

Par ailleurs, la **séparation** et la **transmutation** des éléments **radioactifs à vie longue** dont les études et recherches ont été initiées par la **loi du 30 décembre 1991**, restent des éléments forts de la stratégie de gestion des déchets radioactifs telle que définie par la **loi du 28 juin 2006**. Pour les **actinides mineurs**, qui pourraient être concernés au premier chef par cette méthode de gestion, il a été démontré que leur transmutation par les

neutrons rapides constituait la solution la mieux adaptée, que ces neutrons soient produits dans des réacteurs électrogènes de 4<sup>e</sup> génération ou dans des systèmes dédiés, tels ceux pilotés par accélérateur (**ADS**). La séparation/transmutation des actinides mineurs reste à ce stade une option d'optimisation de la gestion des déchets de haute activité à vie longue. Elle ouvre la voie à des perspectives de progrès en diminuant l'inventaire de **radiotoxicité** ou la **puissance thermique résiduelle** des déchets ultimes. Il est essentiel de se doter des outils qui permettront, le cas échéant, d'opter pour cette stratégie.

### La question des besoins nouveaux

Face aux risques de changements climatiques et d'épuisement des réserves de **hydrocarbures**, le développement d'une alternative au pétrole pour répondre aux enjeux des transports deviendra sans aucun doute une nécessité. Si beaucoup d'espoirs sont placés dans l'**hydrogène** et les **pires à combustible**, il est probable que l'utilisation d'un carburant liquide issu de la **biomasse** ou du charbon sera une réponse accessible à plus court terme. Toutes les techniques de production envisageables ont en commun de consommer, à des degrés divers, de l'hydrogène et de la chaleur industrielle qui pourraient ainsi devenir les éléments-clés de ces nouveaux marchés.

L'énergie nucléaire peut être envisagée pour des apports de chaleur industrielle, soit en complément de la production d'électricité, soit en fourniture de chaleur seule. Les niveaux de température visés restent à préciser.

Une production massive d'hydrogène peut s'envisager soit, comme cela apparaît aujourd'hui le plus probable, par des **électrolyses** performantes à haute température, soit, même si cela est plus complexe, par des procédés **thermochimiques** de décomposition de l'eau à très haute température. Cette application possible du nucléaire est généralement présentée comme fortement couplée avec les systèmes de 4<sup>e</sup> génération, et en particulier avec des réacteurs à neutrons thermiques capables de délivrer de la chaleur à très haute température. Il est important de noter qu'une telle filière relèverait d'une tout autre logique que celle considérée plus haut puisqu'elle ne pourrait répondre seule aux conditions de développement d'un nucléaire durable. Elle devrait être adossée à une filière de réacteurs capable d'assurer le recyclage des matières valorisables issues du traitement de ses combustibles.

### Comment et quand développer une filière de quatrième génération ?

Il paraît aujourd'hui vraisemblable que l'énergie nucléaire puisse se développer de façon significative dans les décennies à venir sous l'effet de l'augmentation de la demande énergétique, de la raréfaction des ressources fossiles et du changement climatique. Une accélération du rythme de construction de centrales nucléaires est à prévoir dans les grands pays du monde, notamment aux États-Unis, en Chine et en Inde ; elle pourrait entraîner des tensions sur les ressources en uranium d'autant plus durables que ces ressources s'avèreront effectivement limitées (voir *Que savons-nous des ressources mondiales d'uranium ?*, p. 17).

En raison du caractère stratégique que représente pour elle cette énergie, la France doit se prémunir contre ce



M. Brigaud/EDF Médiathèque

Le site EDF du Bugey (Ain) compte à la fois le dernier représentant de la filière UNGG, de première génération (au premier plan), et quatre réacteurs REP de la deuxième génération (au second plan).

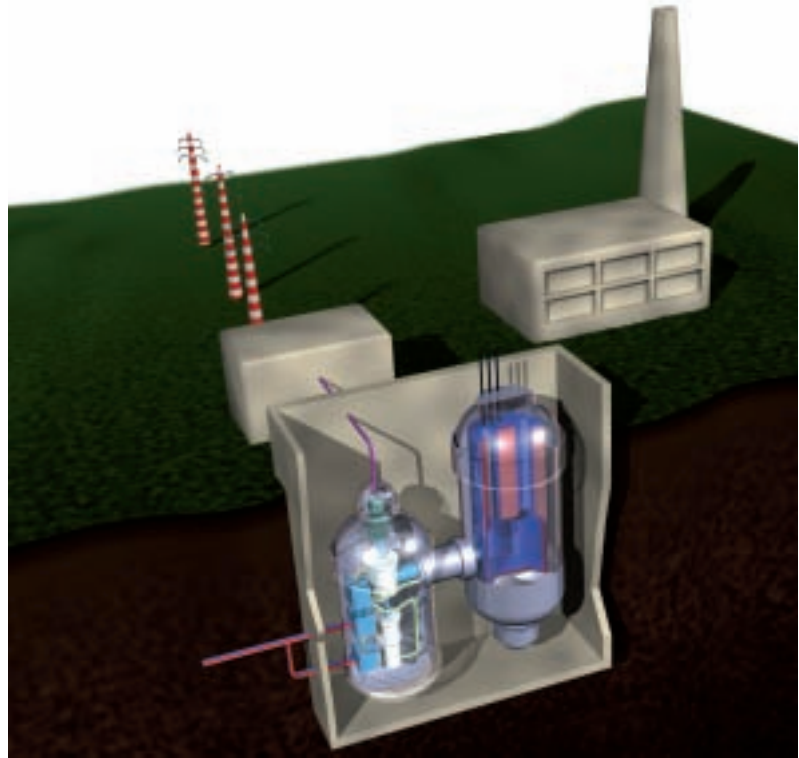
risque en développant des technologies offrant une perspective durable à l'énergie nucléaire, en assurant une pleine utilisation des ressources en uranium et une maîtrise complète de la gestion du plutonium.

En complément des réacteurs à eau de 3<sup>e</sup> génération qui constitueront, en toute hypothèse, l'essentiel des parcs électronucléaires des prochaines décennies, une technologie opérationnelle de réacteurs à neutrons rapides devra être disponible vers 2040, à la fois pour les besoins nationaux mais aussi pour permettre aux industries françaises de demeurer compétitives sur un marché international qui pourrait se développer à cette même échéance.

### Le cahier des charges : sûreté, compétitivité et résistance à la prolifération

Quelles que soient les raisons qui pousseront à l'introduction des réacteurs de 4<sup>e</sup> génération, elles ne pourront prévaloir contre l'exigence de sûreté. Si le niveau de sûreté de Superphénix était à l'époque cohérent avec celui des réacteurs à eau sous pression qui constituaient alors la référence de l'**Autorité de sûreté nucléaire**, cette référence a depuis fortement évolué, notamment dans le domaine des accidents graves.

Le cahier des charges de ces réacteurs devra comporter un niveau de sûreté équivalent à celui des réacteurs de 3<sup>e</sup> génération qui seront construits à la même époque; pour l'heure il convient de prendre la référence de l'**EPR**, ce qui en soi est déjà un défi. On imagine mal en revanche que les systèmes de 4<sup>e</sup> génération puissent présenter d'emblée une meilleure compétitivité économique que ceux de 3<sup>e</sup> génération. Ils seront plus complexes, feront appel à des technologies moins bien connues et seront certainement plus coûteux à construire. Mais la compétitivité économique ne se mesurera pas au seul montant de l'investissement. Leur économie devra évidemment inclure le coût du cycle du combustible et celui de la gestion des déchets. Les exploitants devront aussi avoir l'assurance que la construction et l'exploitation de ces systèmes présentent des risques financiers maîtrisés. Cela impliquera à la fois une grande robustesse technique garantissant la disponibilité élevée fondant les calculs économiques, une



Dominique Hoarau - DHDesignProd/CEA

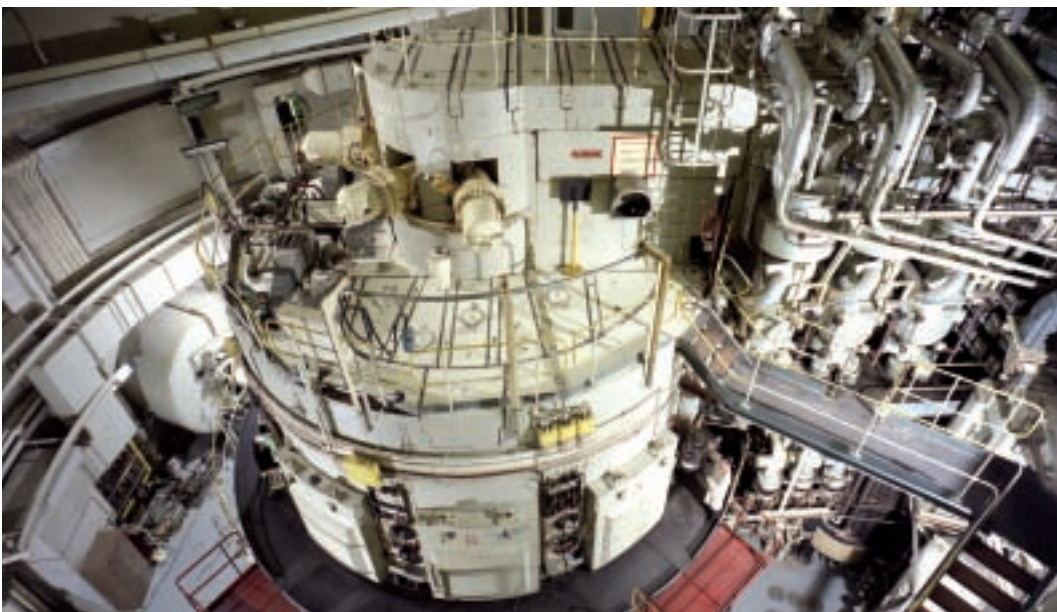
acceptation de la technologie par le public et un environnement réglementaire bien établi et stable pendant la durée de vie des installations.

La résistance à la **prolifération** est pour tous les pays une exigence forte qui ne fera que s'amplifier avec un déploiement généralisé des réacteurs nucléaires. Il n'existe pas actuellement de standard en la matière et les orientations qui se dessinent continueront très certainement d'évoluer en fonction du contexte mondial. En tout état de cause, on peut s'attendre à un renforcement des mesures destinées à se prémunir contre des usages détournés du plutonium d'origine électronucléaire, même si le risque de prolifération nucléaire se situe aujourd'hui bien davantage du côté des techniques d'enrichissement de l'uranium.

Vue d'artiste d'un système nucléaire à caloporteur gaz semi-enterré, avec la cuve du réacteur à droite et l'enceinte de conversion d'énergie à gauche.

### Quelles technologies ?

Plusieurs forums de discussion ont été créés au cours de ces dernières années sur la thématique des systèmes nucléaires de 4<sup>e</sup> génération. Parmi ceux-ci, le **Forum**



Le réacteur à haute température Dragon, refroidi à l'hélium et modéré au graphite, a été expérimenté entre 1962 et 1975 à Winfrith (Royaume-Uni) dans le cadre d'un projet de l'OCDE porté par une douzaine de pays européens.

UKAEA



**international Génération IV** (GIF) lancé en 2000 par le ministère américain de l'énergie (DOE) qui à l'issue de la première phase de ses travaux (2000-2002), a publié un rapport d'orientation sur les technologies jugées les plus prometteuses. Six systèmes nucléaires ont été sélectionnés comme porteurs d'avancées notables en matière de compétitivité économique, de sûreté, de réduction des déchets radioactifs à vie longue, d'économie des ressources en uranium, ainsi que de résistance à la prolifération et à la malveillance (voir l'encadré de *Les enjeux d'une production durable d'énergie*, p. 6).

Parmi ceux-ci, la France a fait le choix de s'impliquer préférentiellement sur trois systèmes : deux d'entre eux sont des réacteurs à neutrons rapides fonctionnant en cycle fermé; le troisième est un réacteur à très haute température dont la finalité première est de produire de l'hydrogène.

### Les incontournables neutrons rapides

De par la nature de leur spectre, les réacteurs à neutrons rapides (RNR) peuvent répondre à bon nombre de préoccupations qui figurent dans les enjeux du nucléaire du futur. Par définition, ces réacteurs ne doi-

vent pas comporter dans leur cœur d'éléments **modérateurs** des neutrons (eau liquide, **graphite**) et le choix du **caloporteur** se limite à quelques matériaux interagissant aussi peu que possible avec les neutrons : pour l'essentiel, des métaux fondus (sodium ou plomb) ou des gaz inertes (**hélium**).

Compte tenu de l'énergie élevée des neutrons, toutes les **sections efficaces** neutroniques sont très faibles comparées à ce qu'elles sont pour les neutrons thermiques. Pour limiter l'investissement en matière fissile, on est naturellement conduit à utiliser des cœurs de volume beaucoup plus faible que dans les réacteurs thermiques de puissance équivalente, et à utiliser un combustible plus dense en matière fissile (concentration de l'ordre de 20%). La **puissance volumique** du cœur est importante (plusieurs centaines de MW/m<sup>3</sup>, contre 50 à 100 MW/m<sup>3</sup> dans un réacteur à eau et moins de 10 MW/m<sup>3</sup> dans un réacteur à gaz de type **RHT**) et les flux de chaleur à extraire du combustible sont particulièrement élevés. Les flux neutroniques sont également bien plus importants que dans les réacteurs à neutrons thermiques avec des effets d'endommagement accru pour les matériaux soumis à l'**irradiation**.

## MÉMO B

# 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



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 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

Plusieurs technologies de réacteurs sont envisageables qui diffèrent notamment par le mode de refroidissement utilisé. À cause de la forte puissance volumique évoquée plus haut, les métaux liquides se sont rapidement imposés comme caloporteur des réacteurs à neutrons rapides en raison de leurs bonnes caractéristiques de transfert thermique et des hautes températures permises par ces fluides. Après une période d'investigation et de comparaison, le sodium liquide a fait l'objet d'un consensus technique quasi-unanime, en dépit des inconvénients que sont sa forte réactivité chimique en présence d'air ou d'eau, et son opacité optique qui complexifie fortement les opérations de manutention, d'inspection ou de réparation (voir *Réacteurs au sodium : vers de nouveaux progrès des techniques de surveillance et d'inspection* p. 85). Le sodium présente une autre caractéristique défavorable : son **coefficient de vide** est positif, ce qui signifie qu'un défaut de sodium dans le cœur, résultant par exemple de l'apparition de bulles peut, dans certaines conditions, entraîner une augmentation de la **réactivité** du cœur et de la puissance du réacteur.



Vue d'architecte du PFBR (Prototype Fast Breeder Reactor), d'une puissance de 500 MWe, en construction en Inde.

Cette technologie de réacteurs rapides à caloporteur sodium (**RNR-Na**) a déjà fait l'objet de plusieurs réalisations à l'échelle du démonstrateur ou du prototype dans différents pays, en particulier en France (Phénix et Superphénix) mais aussi en Russie, au Japon et bientôt en Inde. Bien que ces réalisations aient démontré la faisabilité de la filière, la mise au point d'un produit industriel exigera d'évoluer significativement par rapport aux concepts connus, en particulier dans les

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

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

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

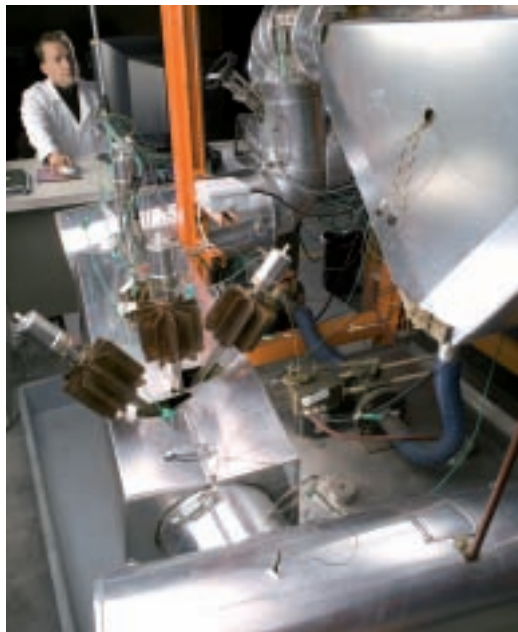
(1) Aux États-Unis comme en France, les premiers réacteurs à eau sous pression ont été des réacteurs destinés à la propulsion navale (sous-marins).

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



Boucle Stella (Standard Technology Loop for Lead Alloys), au centre CEA de Cadarache, pour l'étude des technologies utilisant des alliages de plomb. Au-delà du sodium, d'autres métaux fondus sont envisagés comme caloporteurs de systèmes nucléaires de quatrième, voire cinquième génération.

A. Gomin/CEA

domaines de la sûreté, de l'opérabilité et de la compétitivité économique.

Une seconde technologie plus innovante fait également l'objet d'un intérêt marqué : les réacteurs rapides à caloporteur gaz (**RNR-G**). Dans leur principe, ils sont conçus pour réunir les avantages des réacteurs à neutrons rapides et des réacteurs à haute température, par exemple en autorisant l'accès aux températures élevées permettant d'améliorer le rendement de conversion d'énergie (Mémo C, *Cycles thermodynamiques et conversion d'énergie*, p. 23). Contrairement au sodium liquide, le gaz hélium est optiquement transparent et il n'interagit que très peu avec la **neutronique** du cœur. Néanmoins, cette technologie cumule également les contraintes des deux systèmes, en particulier une forte puissance volumique du cœur et une faible capacité calorifique du caloporteur hélium. Elles sont à la base de deux verrous technologiques majeurs : la conception d'un combustible réfractaire, résistant aux hautes températures, capable de supporter un flux élevé de neutrons rapides et présentant une forte densité en **noyaux lourds**, et la sûreté et l'évacuation de la **puissance résiduelle** en cas de dépressurisation de l'hélium.

### Les réacteurs à haute température

Les réacteurs à haute température (**RHT**) ont déjà une longue histoire qui remonte au début des années 60, mais ce concept n'a donné lieu qu'à un nombre limité de réalisations car la technologie des réacteurs à eau les a supplantés, essentiellement pour des raisons économiques. Divers progrès technologiques associés à des évolutions de l'environnement économique pourraient rendre ce concept de nouveau attractif : l'utilisation d'un cœur réfractaire et d'un gaz inerte (hélium) comme caloporteur permet d'accéder à des niveaux de température très élevés, 850 °C et même 950 °C, inaccessibles aux autres réacteurs. En application électrogène, ces niveaux de température conduisent à des rendements intéressants en cycle vapeur ou combiné et permettraient même un fonctionnement en **cycle direct**. En application thermogène, mais à condition que la chaleur prenne une valeur marchande plus grande qu'aujourd'hui, la demande des secteurs industriels

nécessitant de hautes températures, comme le secteur pétrolier ou la production d'**hydrogène**, pourrait entraîner un regain d'intérêt pour ce type de réacteur.

Le forum international Génération IV avait pour sa part choisi de retenir un concept à très haute température (**RHTT**) visant à atteindre 1 000 °C lui permettant d'être couplé au procédé de production d'hydrogène par le cycle thermo-chimique iode-soufre, réputé présenter un bon rendement. Un tel niveau de températures pose des problèmes aigus de tenue des matériaux. Le combustible des réacteurs RHT, à base de particules enrobées (particules **TRISO**, revêtements constitués d'une couche de carbure de silicium placée entre deux couches de carbone **pyrolytique**), possède des propriétés de robustesse exceptionnelle lui permettant d'atteindre 1 600 °C sans perdre la fonction de confinement des **produits de fission**.

### L'horizon 2040, une hypothèse de précaution

En dehors du réacteur thermique à très haute température dont le positionnement stratégique reste encore à préciser, le développement des réacteurs de 4<sup>e</sup> génération doit avoir pour objectif de permettre une utilisation durable de l'énergie nucléaire, c'est-à-dire la pleine valorisation des ressources d'uranium par un recyclage parfaitement maîtrisé du plutonium dans des réacteurs à neutrons rapides.

Parmi les différentes technologies envisageables de réacteurs à neutrons rapides, seule celle mettant en œuvre un caloporteur sodium serait compatible avec un déploiement en 2040. La recherche et l'évaluation d'options innovantes devant permettre de surmonter les difficultés technologiques de la filière et de la faire progresser en sûreté, opérabilité et compétitivité économique doivent donc constituer une priorité. Il ne faut toutefois pas perdre de vue que ces calendriers et la stratégie de recherche et développement associée reposent sur l'hypothèse de base qu'il faudrait disposer en 2040 d'une technologie mature de réacteurs à neutrons rapides. Il s'agit d'une hypothèse de précaution qui a le mérite de fixer un objectif réaliste. Néanmoins, cet objectif ne doit pas masquer l'incertitude calendaire sur le besoin réel et ne doit pas éliminer d'emblée des solutions, telles que les RNR-G, qui ne répondent pas au cahier des charges de 2040, mais qui peuvent se poser à plus longue échéance comme une alternative aux RNR-Na.

Le déploiement d'une filière RNR nécessite de disposer de plutonium en quantité suffisante : environ 10 tonnes de <sup>239</sup>Pu fissile (ou équivalent) par réacteur de 1 GWe. Ceci correspond approximativement à la quantité formée dans un réacteur à eau de même puissance fonctionnant pendant 50 ans. On se souviendra que dans le même temps, le cycle de ce réacteur à eau aura accumulé 7 500 tonnes d'uranium appauvri sur le carreau des usines d'enrichissement, de quoi subvenir au fonctionnement du RNR pendant 5 000 ans sans apport d'uranium naturel. On voit que la stratégie industrielle suivie jusqu'à présent en France la place dans une excellente position pour s'engager le moment venu dans cette voie.

> **Alain Leudet**

Cabinet du Haut-commissaire à l'énergie atomique  
CEA Siège

## Les éléments d'un système nucléaire

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

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

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

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

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

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

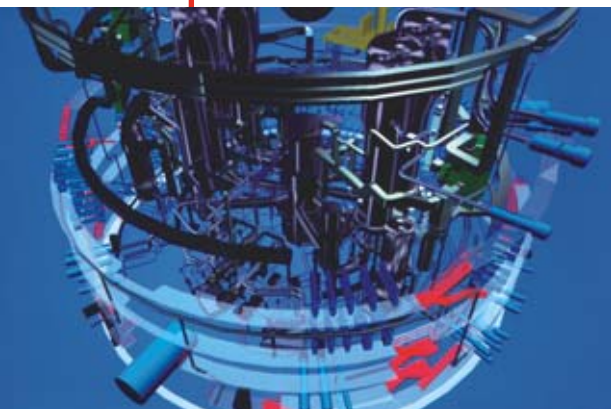
tent de réguler la population des neutrons et, par là même, en influant sur sa **réactivité**, de maintenir la puissance du réacteur au niveau désiré, voire d'arrêter la réaction en chaîne. Les barres, ensemble de tiges solidaires mobiles (appelées **grappes**) sont introduites plus ou moins profondément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

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

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

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

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



Areva NP

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

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

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

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

# Filières, générations et spectres neutroniques

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

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

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

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

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



M. Brigauf / EDF Médiathèque

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

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

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

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

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



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

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

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

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

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

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

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

# Cycles thermodynamiques et conversion d'énergie

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

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

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

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

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

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

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

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

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

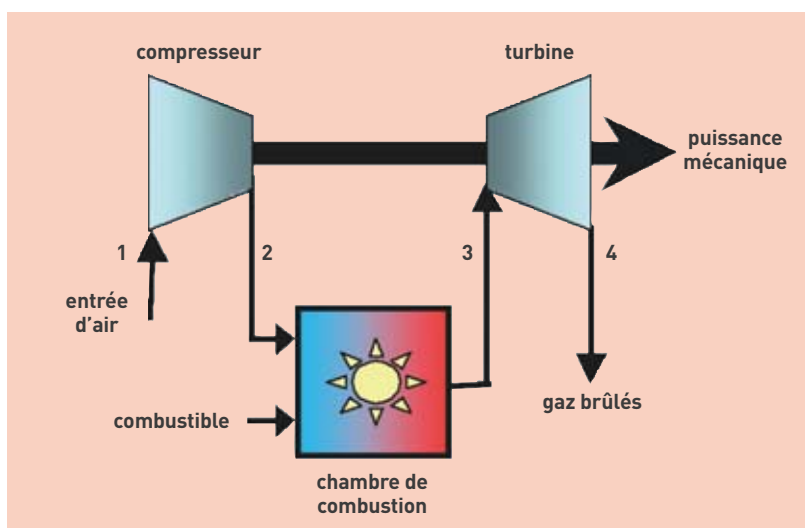


Figure. Cycle de Brayton utilisé pour une turbine à gaz à cycle ouvert.

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

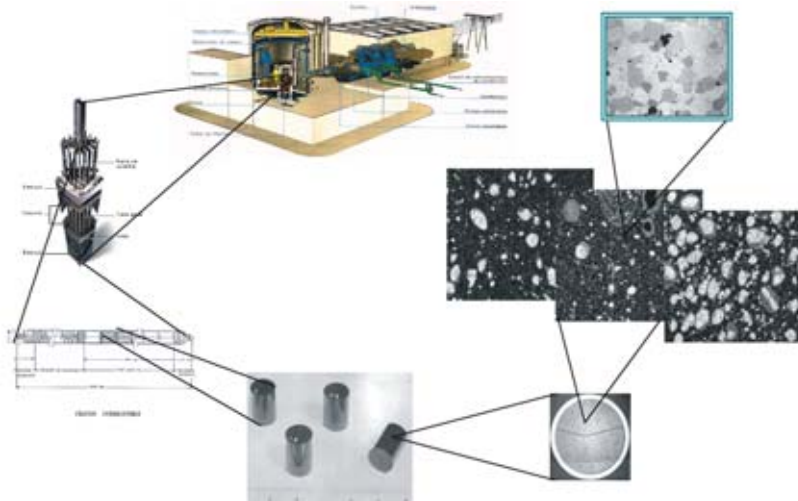


Figure. L'amélioration de la fiabilité et de la rentabilité du combustible nucléaire nécessite une modélisation fine dudit **combustible** (ici du **MOX**). Les caractéristiques microstructurales (porosité, taille et répartition des **amas**, taille de **grain**...) ont un impact direct sur le comportement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

# Les grandes familles de matériaux nucléaires

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

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

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

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

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

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

## Les structures cristallines

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

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

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

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

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

## Les familles d'aciers

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

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

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



Areva NP

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

■ (2) Pour American Iron and Steel Institute.

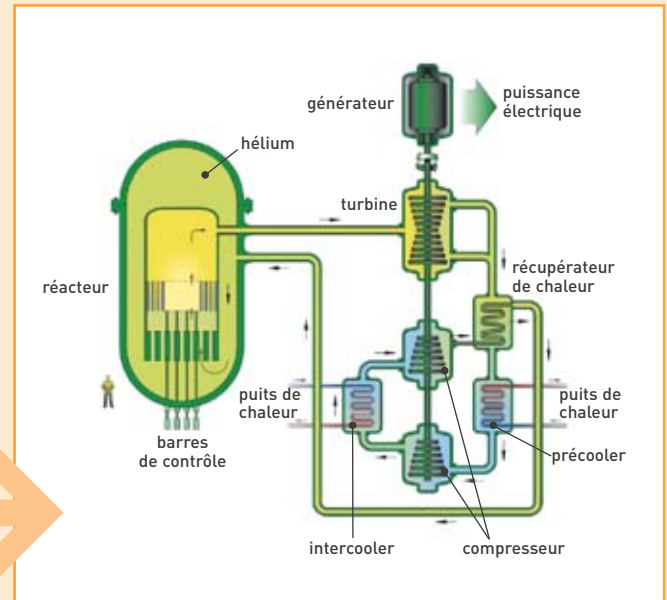
## Les six concepts sélectionnés par le Forum GEN IV

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

### Le GFR

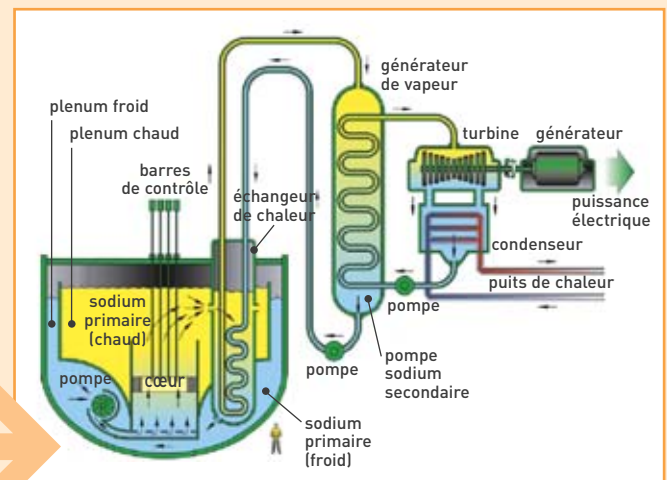
Le **GFR** (*Gas Fast Reactor*, en français **RNR-G**) est un **réacteur à haute température (RHT)** refroidi au gaz, généralement à l'hélium, à **neutrons rapides**, permettant le **recyclage homogène** ou **hétérogène** des **actinides** tout en conservant un gain de **régénération** supérieur à 1.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

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



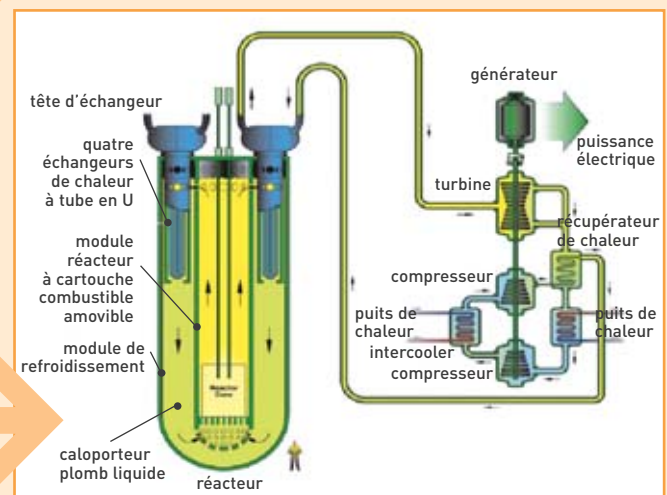
### Le SFR

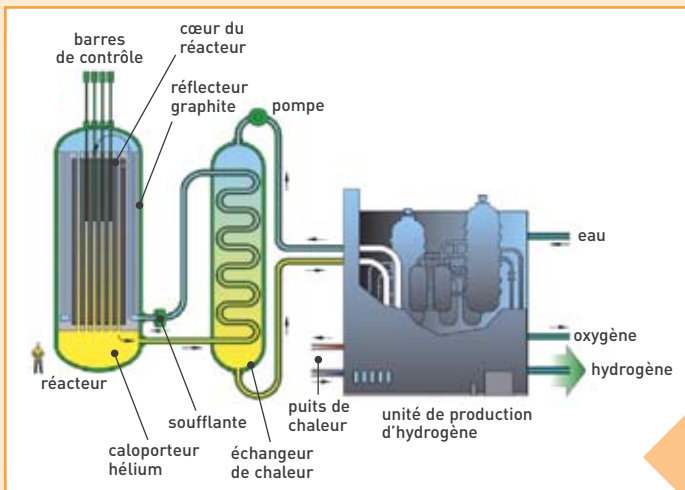
Le **SFR** (*Sodium Fast reactor*, en français **RNR-Na**) est un réacteur refroidi au **sodium** liquide, à neutrons rapides associé à un **cycle fermé** permettant le recyclage de l'ensemble des actinides et la régénération du plutonium. Du fait de la régénération de la matière fissile, ce type de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



### Le LFR

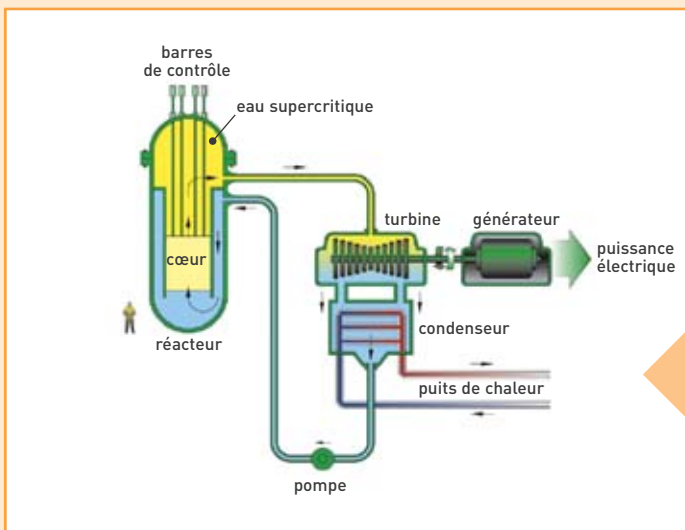
Le **LFR** (*Lead Fast Reactor*, en français **RNR-Pb**) est un réacteur refroidi au plomb (ou alliage au plomb-plomb-bismuth), à neutrons rapides associé à un cycle fermé du combustible permettant une utilisation optimale de l'**uranium**. Plusieurs systèmes de référence ont été sélectionnés. Les puissances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





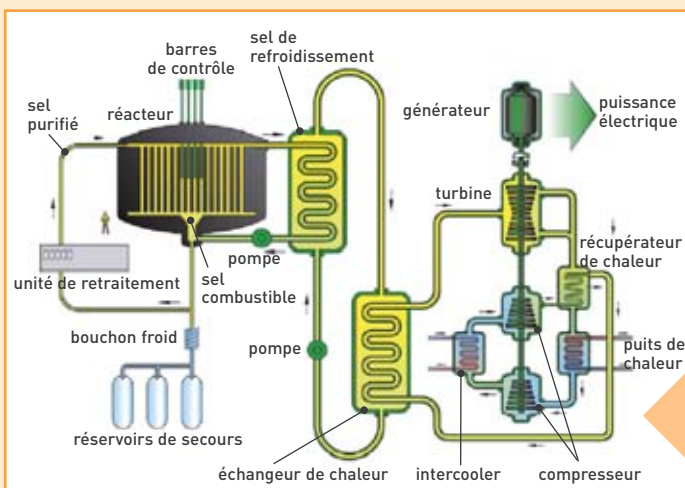
## Le VHTR

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



## Le SCWR

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



## Le MSR

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