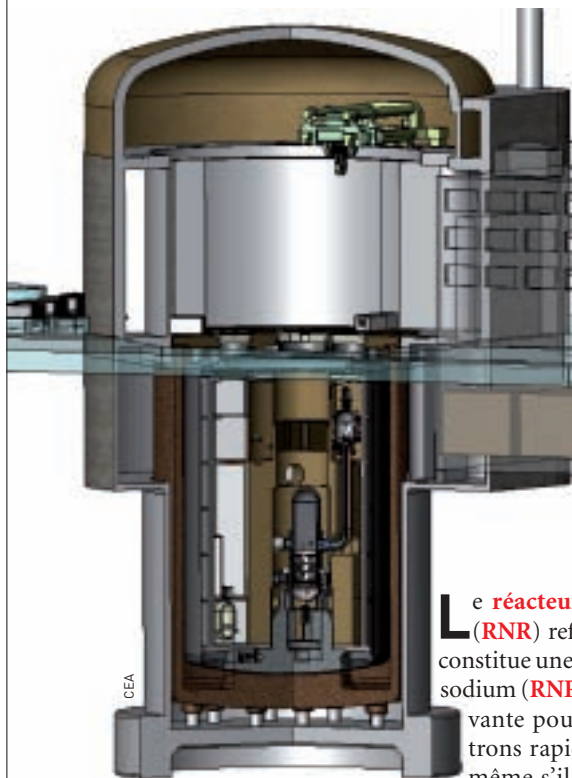




Le REDT, un précurseur des RNR-G



Vue d'ensemble du REDT faisant apparaître, en partie basse, son circuit primaire avec son enceinte rapprochée métallique et, en partie haute, le bâtiment réacteur avec son enceinte en béton et le pont roulant destiné à la manutention des gros composants.

Le réacteur à neutrons rapides (RNR) refroidi au gaz (RNR-G) constitue une alternative au RNR au sodium (RNR-Na) et une voie innovante pour les réacteurs à neutrons rapides. Intrinsèquement, même s'il est nettement moins

bon caloporteur que le sodium, l'hélium présente des caractéristiques attractives pour la conception et la sûreté d'un réacteur car c'est un gaz chimiquement inerte et transparent aux neutrons.

En outre, le RNR-G, capable de fonctionner à plus haute température, permettrait de satisfaire des besoins autres qu'électrogènes comme la fourniture de chaleur de procédé pour la production d'hydrogène ou de carburant de synthèse ⁽¹⁾, voire pour d'autres applications industrielles, sans être dépendant des tensions sur le coût de l'uranium (voir *Vers des applications du nucléaire autres que la production d'électricité*, p. 123). En revanche, ce concept ne dispose pas de retour d'expérience à l'échelle d'un réacteur ayant fonctionné.

Un jalon sur la voie du prototype industriel

Son calendrier de développement, globalement plus étalé que celui de son homologue à sodium, comporte trois grandes étapes dont la réalisation du réacteur d'étude et de développement technologique (REDT) constitue la deuxième, la première étant la levée des verrous technologiques principaux que sont le développement d'un combustible innovant et réfractaire et le choix d'options de sûreté. De petite puissance, le REDT sera capable d'asseoir la faisabilité de la conception du cœur (figure 1), de la technologie du combustible, du contrôle neutronique et de l'instrumentation avant de passer à la troisième étape : la construction d'un prototype électrogène de moyenne puissance, comparable à celui envisagé pour la filière RNR-Na. La décision de construction du REDT doit interve-

(1) carburant de synthèse : combustible hydrocarboné obtenu par synthèse et non par raffinage d'hydrocarbures naturels.

Le réacteur à neutrons rapides refroidi par gaz est une voie très innovante qui n'a pas le retour d'expérience des réacteurs au sodium.

Avant d'envisager la construction – sans doute dans un cadre européen – d'un prototype électrogène de moyenne puissance, le CEA prépare donc un réacteur d'étude et de développement technologique (REDT) qui pourrait démarrer en 2020 afin d'approfondir la connaissance en conditions réelles de la technologie des réacteurs à neutrons rapides et caloporteur gaz.

nir en 2012, à l'issue des études de faisabilité et de définition, la mise en exploitation étant programmée pour 2020.

Les objectifs du REDT

L'objectif général du REDT est d'établir la faisabilité du RNR-G et de son cycle de combustible, dans une optique de déploiement sur le long terme, et plus précisément de faire les démonstrations nécessaires à la qualification des solutions retenues pour la filière et le prototype industriel. Le REDT doit d'abord permettre l'établissement d'un premier référentiel de sûreté validé par les autorités de sûreté. Ses options de sûreté ne seront pas, pour certains aspects, transposables à celles du réacteur prototype, dans lequel, par exemple, la place des systèmes actifs pourrait être moins importante. Néanmoins, ces options constitueront à l'évidence une étape en termes de définition et de validation des options de sûreté d'un réacteur rapide à caloporteur gaz, et la position des autorités de sûreté constituera à cet égard une référence pour les réacteurs qui suivront.

Le deuxième objectif sera la qualification des technologies du combustible et de l'assemblage du RNR-G. Dans le plan de développement du combustible de ce dernier, le REDT se situe entre l'irradiation d'échantillons (quelques grammes) dans les réacteurs d'irradiations technologiques et la pleine démonstration

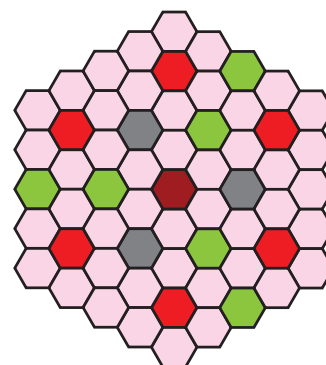


Figure 1. Plan de chargement du cœur du REDT. Apparaissent en rouge les barres de commande, en vert les assemblages "test", en gris les barres d'arrêt complémentaires et en marron un assemblage instrumenté.

(plusieurs tonnes de combustible) dans le prototype industriel. Il apporte la souplesse nécessaire à l'étude des différents concepts de cœurs et d'assemblages combustibles envisageables pour la filière et son prototype. Troisième objectif: la démonstration du fonctionnement, du contrôle et de l'instrumentation associée. L'expérience acquise avec le REDT permettra de poursuivre le développement de la filière RNR-G avec l'étape du prototype industriel.

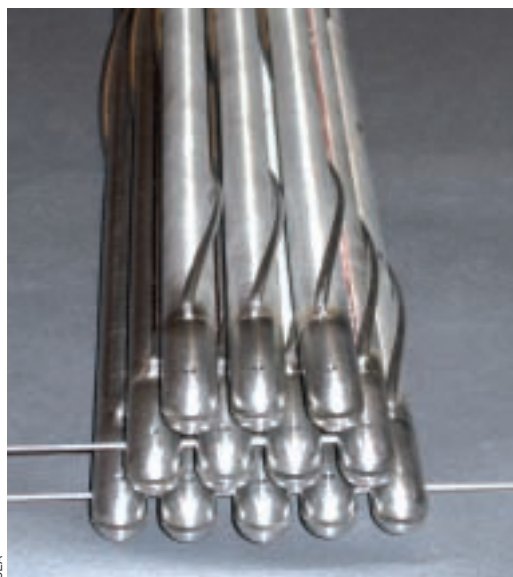
Les options de référence du cœur

Dans sa conception, au niveau du cœur en particulier, le REDT s'apparente au réacteur prototype dont il est une maquette à échelle réduite. Il se différencie radicalement d'un réacteur d'irradiations du type MTR (*Material Testing Reactor*) comme le réacteur Jules Horowitz (RJH) dont l'objectif est de couvrir de façon large les besoins d'irradiations des différentes filières de réacteurs (voir *Le réacteur RJH: polyvalence au service des matériaux*, p. 102).

Le pré-dimensionnement du cœur du REDT sera justifié par des critères de représentativité des conditions d'irradiation par rapport à la référence que constitue le réacteur commercial RNR-G de 2 400 MWth. Sont simultanément recherchés des températures de gaine et de combustible identiques, un flux rapide et un rapport **dose/taux de combustion** proches de ceux du RNR-G. Un cœur caractérisé par une puissance de 50 MW et une **puissance volumique** moyenne de 100 à 150 MW/m³ est apparu comme le meilleur compromis performances/coûts à ce stade.

Le combustible mis en œuvre dans cette configuration dite de "démonstration" est le combustible innovant retenu en référence pour le RNR-G. Il se présente sous la forme de plaques planes renfermant un combustible carbure (U,Pu)C. La **gaine** est en **composite SiC-SiCf**.

Le REDT est en premier lieu conçu pour fonctionner avec le combustible avancé du RNR-G, mais il doit être construit avant que le combustible RNR-G ne soit com-



Partie d'assemblage de 19 aiguilles-test destinée au cœur de démarrage du REDT.

plètement qualifié. Aussi envisage-t-on un cœur dit "de démarrage", de conception assurée, dans lequel l'irradiation à caractère expérimental du combustible avancé du RNR-G sera réalisée dans des assemblages "test" (figure 2). En référence, le cœur de démarrage sera constitué d'aiguilles à combustible oxyde (U,Pu)O₂ et gaines métalliques (la technologie du RNR-Na). Ces dernières imposent une température d'hélium en sortie du cœur nettement abaissée par rapport aux RNR-G (560 contre 850 °C). Le point fort au plan de la sûreté sera d'utiliser un acier pour la gaine, plus précisément une nuance connue pour son bon comportement en flux **rapide**.

Le tableau rassemble les principales caractéristiques des cœurs du RNR-G de 2 400 MWth et du REDT (démarrage et démonstration) obtenues au terme des études exploratoires. Les configurations

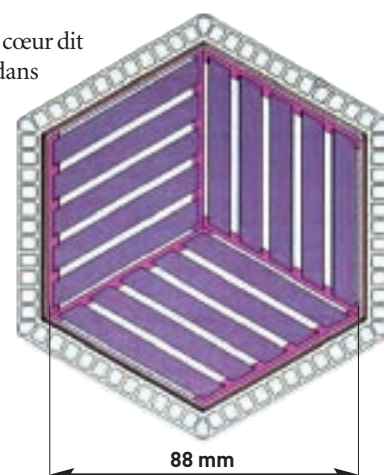


Figure 2. Assemblage "test" contenant le combustible avancé RNR-G à plaques alvéolées.

	RNR gaz 2400 MWth	REDT cœur démonstration	REDT cœur démarrage
puissance unitaire (MWth)	2400	50	50
densité de puissance cœur (MW/m ³)	100	100	100
pression hélium (bar)	70	70	70
température entrée/sortie cœur (°C)	400/850	400/850	260/560
combustible	(U, Pu)C-SiC	(U, Pu)C-SiC	pastille (U, Pu)O ₂
assemblage combustible	plaque	plaque	aiguille
fraction combustible/caloporteur [% vol]	22,4/40,0	23,5/31,0	36,2/42,0
fraction (matrice + jeu)/structure [% vol]	17,6/20,0	18,5/27,0	3,1/18,7
épaisseur plaque (mm)	7,0	6,27	-
diamètre aiguille (mm)	-	-	6,55
température max gaine/combustible (°C)	965/1260	1045/1140	615/1045
perte de charge cœur (bar)	0,44	0,58	0,62
Pu/(U+Pu) [%]	15,2	34,9	27,3
taux de combustion moyen/max [at %]	10,1/15,7	5,4/8,6	5,2/8,8
flux rapide max (E>0,1 MeV [n/cm ² /s])	1,4 10 ¹⁵	0,94 10 ¹⁵	1,1 10 ¹⁵
fluence rapide max (E>0,1 MeV [n/m ²])	3,0 10 ²⁷	1,1 10 ²⁷	1,6 10 ²⁷
dose max [dpa SiC]	163	61	85
dose max/taux de combustion max [dpa SiC/at %]	10,3	7,1	9,7
vide He fin de vie (pcm)	253	-18	63
Doppler fin de vie (pcm)	-1 175	-523	-360
fraction neutrons retardés (pcm)	344	339	353

Tableau. Principales caractéristiques comparées du cœur d'un RNR-G de 2400 MWth et des deux cœurs prévus pour le REDT.

retenues affichent des performances d'irradiation conformes à l'objectif fixé (environ moins 30 % par rapport aux valeurs correspondantes du RNR-G de 2 400 MWth) pour le flux rapide et pour le rapport dose/taux de combustion.

La teneur en éléments **fissiles** (le **plutonium** en l'occurrence) est très nettement accrue (de l'ordre de 30 %) par rapport au RNR-G 2 400 MWth. C'est la contrepartie de la petite taille du cœur REDT qui induit un accroissement significatif des **fuites neutroniques**. S'agissant du combustible et de son cycle, ces valeurs n'ont rien de rédhibitoire : la limite pour le **retraitement** du combustible oxyde est ainsi de 40-45 % Pu/(U+Pu).

Les autres paramètres importants sont les effets en matière de **réactivité** : l'effet de dépressurisation de l'hélium est proche de zéro, ce qui est bien sûr favorable, et l'**effet Doppler** est comparable à celui d'un RNR-Na de taille équivalente.

La contribution aux démonstrations sur le cycle du combustible

Les technologies pour la fabrication du combustible RNR-G seront validées dans un premier temps (assemblages "tests" du cœur de démarrage) avec des assemblages uranium-plutonium sans **actinides mineurs** dont la fabrication peut être réalisée en boîte à gants.

Une expérience de cycle intégré portant sur environ 1 kg d'actinides (une fraction d'assemblage du REDT) sera un point clé du programme de développement de la filière. Le retraitement, suivi de la re-fabrication, pourrait permettre de réaliser avec le REDT une expérience de fermeture du **cycle**. Au-delà de la démonstration des procédés, l'objectif sera ainsi d'étudier le comportement en pile de l'assemblage combustible dans lequel auront non seulement été réintroduits tous les actinides mineurs, mais où sera aussi présent un taux résiduel d'impuretés et de **produits de fission** issus du **recyclage**.

Les outils de fabrication des combustibles devront être développés en gérant rationnellement le passage des installations de R&D aux installations industrielles. À terme, l'amont (la fourniture du combustible) et l'aval du cycle (le retraitement

et la re-fabrication du combustible recyclant les actinides) seront parties intégrantes de la démarche de qualification des procédés du cycle du combustible du RNR-G pour des équipements à l'échelle d'un cœur.

Les autres apports du fonctionnement du REDT

Au-delà des irradiations de combustible, le REDT permettra de déterminer expérimentalement d'autres points, à commencer par les effets de couplage entre la neutronique et la **thermohydraulique** du cœur. Des phénomènes comme les **contre-réactions** neutroniques consécutives à des augmentations de température d'entrée, de l'échauffement du cœur ou encore de la puissance, font intervenir tous les aspects de la physique du réacteur : équilibre mécanique du cœur, support des méca-

nismes de **barres de commande**, échanges thermiques structures/gaz, thermique du combustible, effet Doppler et dilatation de l'élément combustible... Ils gouvernent le comportement naturel du cœur et, à ce titre, représentent des paramètres majeurs de l'analyse de sûreté. Il permettra aussi d'étudier la **puissance résiduelle** du cœur et les conditions de son évacuation, en complément des essais qui seront faits en **boucle** inactive : la gestion du début des **transitoires** de perte de refroidissement sera en effet un point clé de la sûreté des cœurs de RNR-G, dont l'inertie thermique est faible.

Ces phénomènes seront évalués préalablement avec des **modélisations** qualifiées par des essais en *effets séparés*, soit sur **maquette critique**, soit lors d'essais en boucle inactive. L'objectif complémentaire du REDT est la qualification globale des études et simulations couplées et, par là même, la consolidation de la qualification des logiciels de conception et la réduction des incertitudes.

La conception d'ensemble du REDT

L'objectif des études de conception du réacteur, au stade des études exploratoires, était d'identifier les points durs et les solutions possibles, et de disposer de données cohérentes permettant de décrire et de modéliser le réacteur pour les études de sûreté. Les principes retenus pour sa conception sont illustrés par la figure 3.

La cuve réacteur et les fonctions associées

La **cuve**, constituée d'une virole cylindrique et d'un fond hémisphérique, a un diamètre de 3 m pour une hauteur de 8 m et une épaisseur de 10 cm (pièces forgées en **acier 9Cr1Mo**). La masse totale (incluant le couvercle de cuve) est approximativement de 120 tonnes. L'hélium entre dans la cuve par un piquage latéral, descend jusqu'au fond par un espace annulaire, remonte à travers le cœur, rejoint le **plenum** chaud au-dessus du cœur et ressort par le piquage latéral. L'arrangement dans la boucle primaire à l'extérieur de la cuve est de type *cross-duct* comportant deux tuyauteries concentriques : la tuyauterie contenant le gaz "chaud" est insérée dans celle qui contient le gaz "froid".

La partie mobile absorbante des barres de commande est positionnée au-dessus du cœur ; les mécanismes sont placés en fond de cuve, en partie froide. La manutention du combustible se fait sans dépose du couvercle de cuve, un système de bras articulé permet le déplacement vertical et latéral des assemblages dans la cuve : entrées et sorties se font *via* des sas étanches par le haut de la cuve.

Le refroidissement en fonctionnement nominal

Compte tenu de sa petite puissance et dans une logique de simplification du système et de minimisation du coût d'investissement, le REDT ne sera pas doté d'un système de conversion d'énergie et ne produira pas d'électricité. Il sera refroidi par de l'hélium sous pression avec un circuit isobare ⁽²⁾ équipé de soufflantes. Le **secondaire** est un circuit en eau sous pression, la source froide finale étant l'air. La technologie retenue pour l'**échangeur de chaleur** du circuit principal est la technologie *tube et calandre* déjà mise en œuvre dans le réacteur japonais HTTR. La puissance en fonctionnement est évacuée au travers d'une boucle unique



Installation Esthair (Essais thermoaérodynamiques en air), au centre CEA de Grenoble, destinée notamment à évaluer les coefficients de frottement et d'échange de chaleur pour l'élément combustible de type "aiguilles" du cœur de démarrage du REDT.

(figure 3). Une réservation de puissance de 10 MW sur une branche dérivée (non représentée) est prévue pour d'éventuelles réalisations expérimentales ultérieures comme le test de composants tels qu'un échangeur **IHX** à haute température...

Les systèmes de sauvegarde

Comme pour le RNR-G, l'évacuation de la puissance résiduelle repose sur la circulation du gaz et l'existence d'une enceinte rapprochée étanche disposée autour du circuit primaire. Cette circulation est assurée par des moyens redondants et diversifiés, en premier lieu des moyens de pompage actifs (circulateurs). La puissance de pompage est fixée par rapport au besoin de refroidissement en conditions accidentelles (dépressurisation), la **pression de repli** disponible dans l'enceinte rapprochée (environ $3 \cdot 10^5$ Pa) permet de rester à un niveau de puissance très raisonnable (< 50 kW par machine). En cas de perte du débit primaire et de non-démarrage des circulateurs des boucles d'évacuation de la puissance résiduelle, le niveau de pression dans le réacteur est suffisant pour permettre le refroidissement du cœur par **convection naturelle**.

Le système de sauvegarde est constitué de trois boucles indépendantes, chacune pouvant assurer seule la mission. Chacune comporte un échangeur pré-dimensionné pour évacuer jusqu'à 3 % de la puissance nominale, localisé en partie haute (élévation de 15 m environ par rapport au plan médian du cœur), un circulateur et une vanne d'isolement implantés dans la branche froide.

Le développement du REDT requiert la complétude de l'étude de faisabilité en 2009 et la préparation du dossier réglementaire d'options de sûreté (DOS). La démarche d'études, analogue à celle menée par ailleurs pour le RNR-G, comprend l'approche de sûreté et l'étude des systèmes de sauvegarde. Dans l'approche de sûreté, on recherche l'exhaustivité de l'analyse, la combinaison des différents outils (probabiliste, déterministe ⁽³⁾), l'argumentation justifiant les situations prises en compte et plus encore celles qui sont exclues par conception. L'étude de conception et de performance des systèmes de sauvegarde s'appuie sur des **simulations numériques** permettant d'établir que les limites de fonctionnement des barrières et des composants ne seront pas franchies.

La démonstration de sûreté deviendra réellement conclusive lorsqu'il sera possible de justifier à la fois les critères de découplage à respecter et la pertinence des modèles aux différents niveaux. Sur le premier point, le point fort est justement que, lorsqu'on raisonne sur le cœur de démarrage, on peut fixer précisément les limites de fonctionnement de l'élément combustible (tenue/rupture de la gaine) et, en conséquence, les performances attendues des systèmes de sauvegarde. Le second point concerne au premier chef le cœur mais aussi les circulateurs, les échangeurs de chaleur, l'interaction avec les structures et avec l'enceinte...

(2) isobare : qualifie une pression constante et uniforme au sein d'un fluide.

(3) déterministe : définit notamment le type de calcul, les codes de calcul et les **algorithmes** employés dans la résolution numérique d'équations régissant par exemple, dans le domaine des grandeurs neutroniques, le transport des neutrons dans la matière, après en avoir "discrétisé", c'est-à-dire transformé en quantités distinctes, les variables (espace, énergie et temps).

La faisabilité étant acquise, les études d'avant-projet sommaire (APS) seront engagées afin de préparer la décision de construction (en 2012) en fournissant des éléments de coût du réacteur ainsi que des éléments complémentaires de faisabilité (du premier cœur notamment). Parallèlement à la conception, des études technologiques pour acquérir une maîtrise de la technologie hélium et démontrer la viabilité des solutions proposées seront nécessaires, en s'appuyant sur l'expérience acquise avec les réacteurs thermiques. Certains essais seront réalisés en air (dans l'installation Esthair pour la thermohydraulique du cœur). Des essais spécifiques en hélium, soit à visée thermohydraulique (maquette d'assemblage à une échelle proche de 1) ou plus technologique (maquette du circulateur, de l'échangeur de chaleur assurant la fonction d'évacuation de la puissance résiduelle...), sont prévus dans une installation en cours de réalisation, la boucle Helite à Cadarache.

L'indispensable collaboration internationale

Condition indispensable à la réalisation du projet, la collaboration internationale vise à partager les efforts de recherche, accélérer les développements technologiques et optimiser l'utilisation des ressources humaines et financières. Elle s'exerce dans deux cadres principaux, le premier étant celui du **Forum international Génération IV (GIF)**, qui a pour but de définir et partager la R&D nécessaire pour préparer les étapes de démonstration concrétisées par les prototypes que construiront les différents pays. Le contexte GIF devra être mis à profit autant que possible, ce qui n'exclut pas des accords particuliers (par exemple bilatéraux). Le second cadre, européen, inclut des actions au niveau de la **Commission** et des **PCRD** et des actions bilatérales avec des États membres désireux de s'engager plus vite sur certains points, ces collaborations étant conçues pour exercer un rôle moteur vis-à-vis des PCRD. La filière RNR-G pourrait constituer un projet fédérateur pour le nucléaire du futur. Sur un plan plus général, les acteurs français ont d'ailleurs proposé à leurs homologues européens d'organiser une évaluation comparée des trois systèmes RNR-G, **RNR-Pb** et **ADS**, pour un choix en 2012 d'une technologie de réacteur rapide alternative au RNR-Na pouvant donner lieu à la réalisation d'un réacteur expérimental en Europe. Le CEA et ses partenaires soutiennent pour leur part le RNR-G dans cette entreprise. La version rapide des réacteurs à caloporteur gaz constitue une évolution radicale par rapport aux réacteurs thermiques utilisant le même caloporteur, en particulier sur le plan du combustible et des systèmes de sûreté. Un réacteur expérimental précurseur est indispensable afin de développer et de qualifier les technologies de base. Le REDT correspond à cet objectif dans le cadre d'une démarche évolutive permettant, en s'appuyant sur les technologies existantes, d'évaluer différentes technologies innovantes et d'accompagner leur développement et leur qualification jusqu'au niveau requis pour leur mise en œuvre dans le prototype industriel.

➤ **Claude Renault * et Jean-Claude Garnier ****
Direction de l'énergie nucléaire
CEA Centres de Saclay * et de Cadarache **

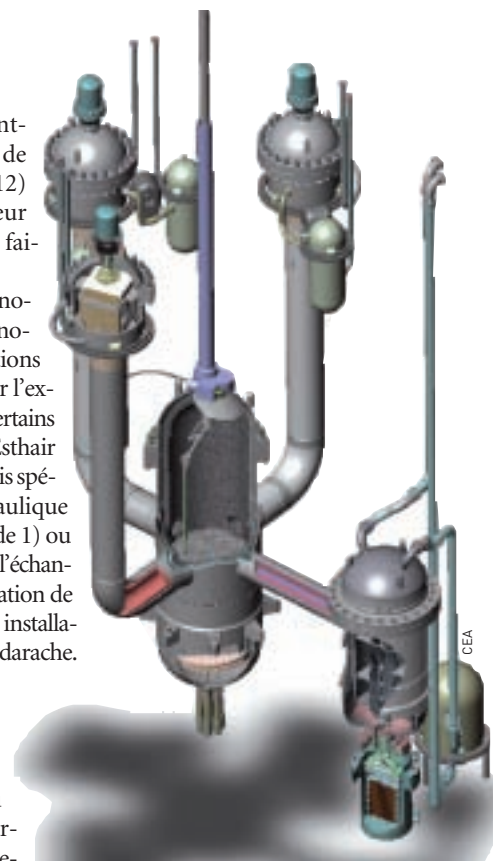


Figure 3. Vue 3D montrant en particulier la cuve (au centre de l'image) et le circuit primaire du REDT. En haut, les trois boucles du système d'évacuation de la puissance résiduelle. En bas à droite, l'échangeur intermédiaire et, en dessous, son circulateur.

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-

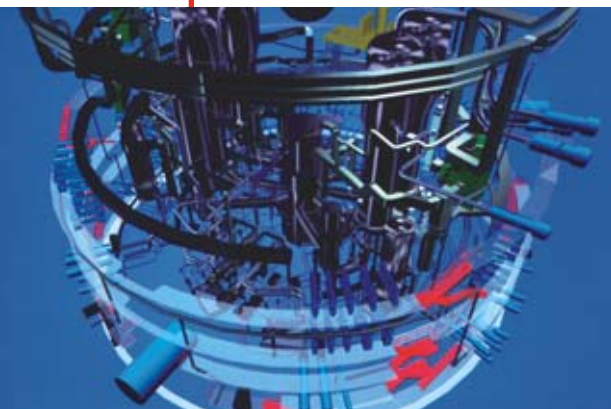
tent de réguler la population des neutrons et, par là même, en influant sur sa **réactivité**, de maintenir la puissance du réacteur au niveau désiré, voire d'arrêter la réaction en chaîne. Les barres, ensemble de tiges solidaires mobiles (appelées **grappes**) sont introduites plus ou moins profondément 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. Brigaud / 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** (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**.

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.

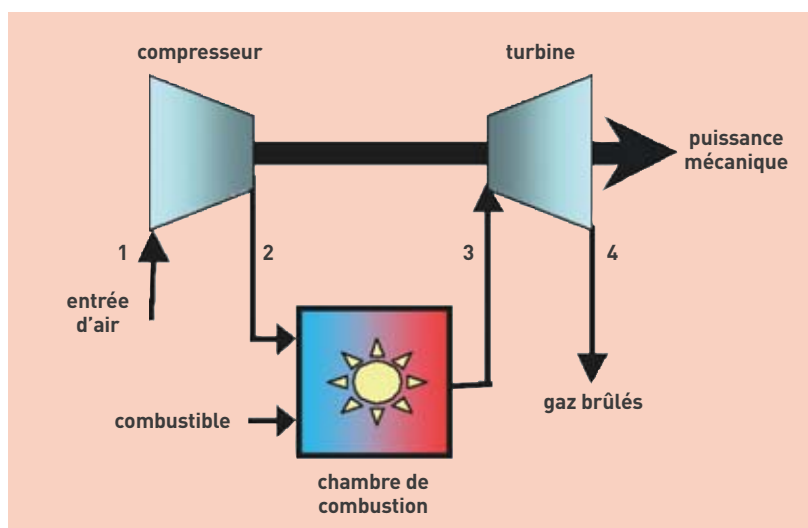


Figure.
Cycle de Brayton utilisé pour une turbine à gaz à cycle ouvert.

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.

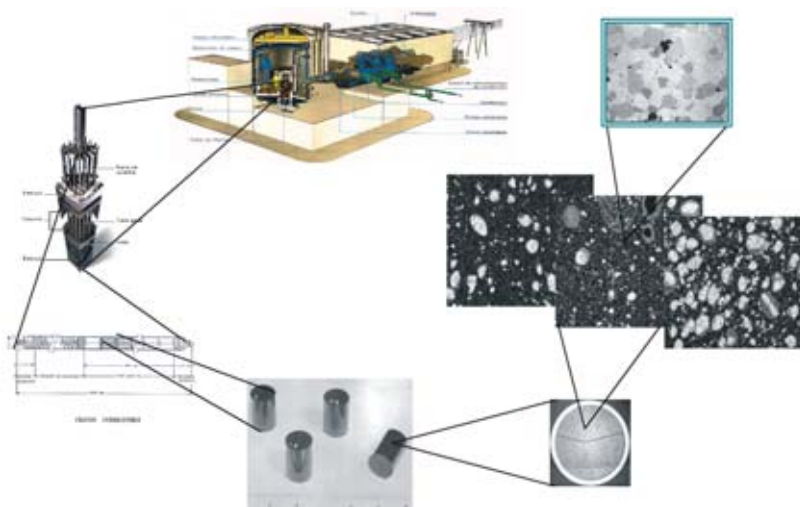


Figure.

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 **gaines** 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 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⁽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

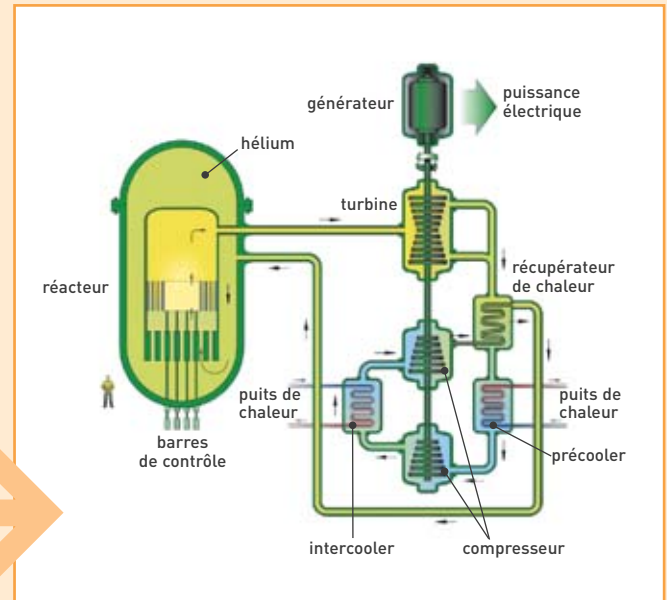
Des six concepts de réacteurs sélectionnés par le **Forum international Génération IV** en fonction de leur capacité à répondre aux critères évoqués, trois, et à terme quatre, mettent en œuvre les **neutrons rapides**, les trois autres (à terme deux) les **neutrons thermiques**. Deux des six systèmes 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.

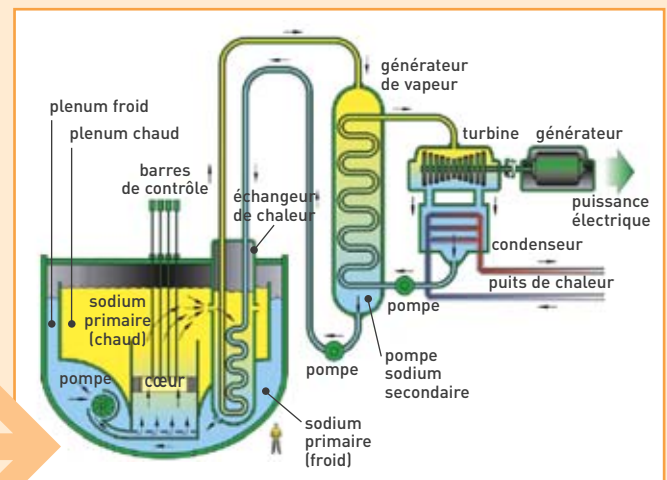
(1) GT-MHR: Gas-Turbine Modular High Temperature Reactor.

(2) PBMR: Pebble Bed Modular Reactor.



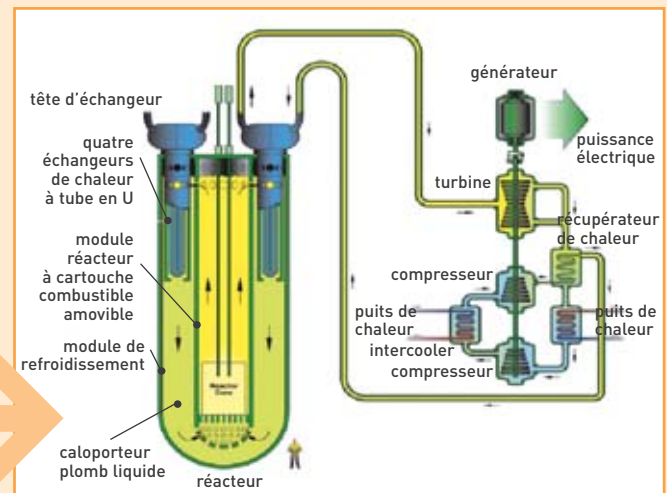
Le SFR

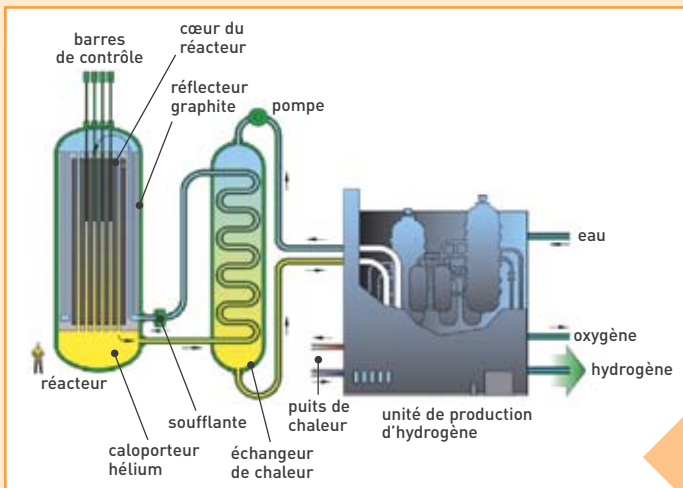
Le **SFR** (*Sodium Fast reactor*, en français **RNR-Na**) est un réacteur refroidi au **sodium** liquide, à neutrons rapides associé à un **cycle fermé** permettant le recyclage de l'ensemble des actinides et la régénération du plutonium. Du fait de la régénération de la matière fissile, ce type de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

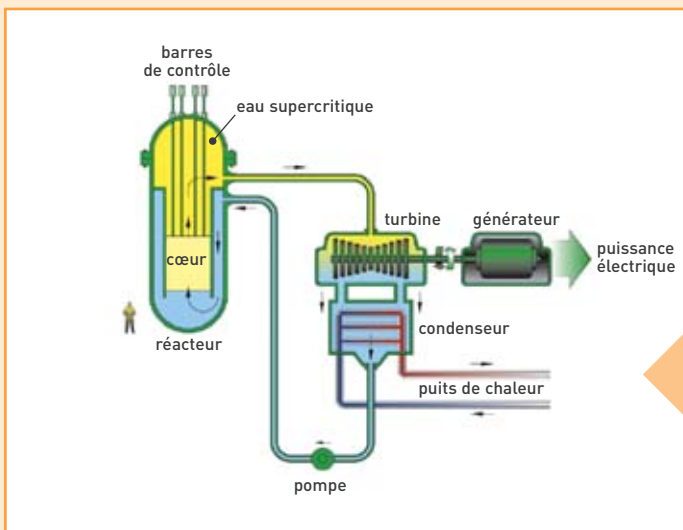
Le **LFR** (*Lead Fast Reactor*, en français **RNR-Pb**) est un réacteur refroidi au plomb (ou alliage au plomb plomb-bismuth), à neutrons rapides associé à un cycle fermé du combustible permettant une utilisation optimale de l'**uranium**. Plusieurs systèmes de référence ont été sélectionnés. Les puissances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





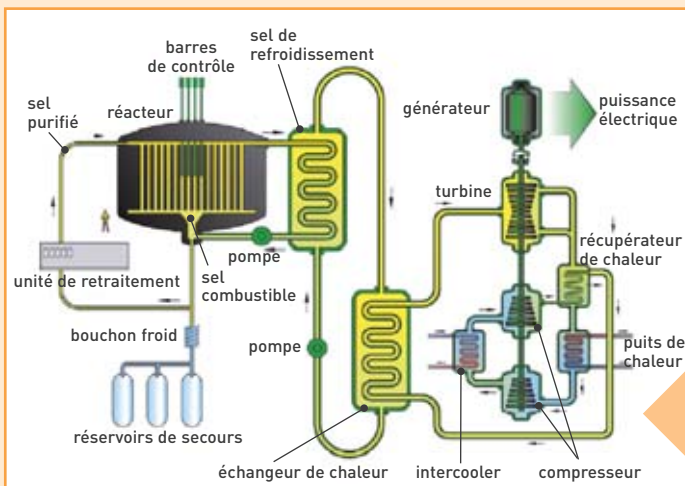
Le VHTR

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 ($>1000\text{ }^{\circ}\text{C}$) 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.