



Les réacteurs à neutrons rapides à caloporteur gaz

Le réacteur à neutrons rapides utilisant du gaz comme caloporteur (RNR-G) est une voie **extrêmement séduisante** pour les réacteurs qui pourraient apparaître au milieu du siècle. La mise en œuvre de l'hélium nécessite encore des développements, et la définition du combustible d'un tel système mobilise pour des années les chercheurs, car celui-ci devra présenter des propriétés en nette rupture avec celles des combustibles actuels.

Le tribomètre hélium, installé sur le Centre de Cadarache, a été développé pour étudier les frottements et usure de matériaux dans les conditions les plus représentatives possibles des RNR-G. Il est capable de fonctionner jusqu'à 1 000 °C sous hélium, avec ou non de la vapeur d'eau et des impuretés, et peut imposer une pression de contact de 20 MPa.



A. Gontin/CEA

Le principe d'un **réacteur nucléaire** fonctionnant en **neutrons rapides** et utilisant un **caloporteur gaz** renvoie aux projets européen GBR4 (*Gas-cooled Breeder Reactor*) et américain GCFR (*Gas-Cooled Fast Reactor*) qui ont suscité jusque dans les années 1980 suffisamment d'intérêt pour que des programmes de recherche conséquents soient menés. L'idée d'alors était d'exploiter l'acquis technologique des **réacteurs à caloporteur gaz de générations I et II** (Mémo A, *Les éléments d'un système nucléaire*, p. 10; Mémo B, *Filières, générations et spectres neutroniques*, p. 14). La "haute température" n'était pas un objectif et le choix des concepteurs était de reconduire le **combustible** développé avec succès pour le **réacteur à neutrons rapides** refroidi au **sodium** (RNR-Na). L'avance prise par ce dernier et le ralentissement des recherches sur les réacteurs du futur conduisirent à arrêter ces études avant terme, et aucun démonstrateur ne fut jamais construit.

Combiner les avantages du spectre rapide et des hautes températures

Le **RNR-G de quatrième génération** reprend cet acquis, mais avant tout procède d'un cahier des charges revisité (voir l'encadré *Les six concepts sélectionnés par le Forum GEN IV*, p. 6). Il vise à combiner les attraits du réacteur à haute température (RHT) et ceux du RNR-Na (voir *Les réacteurs à haute tempéra-*

ture : un passé récent et un futur proche, p. 51). La **haute température** permet d'envisager des **cycles de conversion d'énergie** performants, avec des rendements de production électrique supérieurs à 45 %, et ouvre de nouvelles applications de l'énergie nucléaire, comme la production de chaleur industrielle. Les **neutrons rapides** offrent la possibilité d'inscrire le nucléaire de **fission** dans une perspective de développement durable, avec la gestion économe des ressources naturelles et la minimisation des déchets ultimes.

En particulier, ses concepteurs tablent sur la faisabilité d'un combustible nouveau⁽¹⁾, possédant au plan de la sûreté des qualités intrinsèques qui faisaient défaut au combustible plus conventionnel (**pastilles d'oxyde** empilées dans un **crayon**) des projets GBR4 et GCFR. Il devra être doté d'une forte **conductibilité thermique**, permettant d'évacuer efficacement la puissance générée en son sein, et d'une **gaine** réfractaire capable de maintenir le confinement jusqu'à une très haute température.

La spécificité du RNR-G de quatrième génération sera de recourir à des technologies innovantes mises en œuvre dans une démarche de conception encore évolutive. Les avantages escomptés de l'utilisation de l'**hélium** restent fondamentalement son inertie chimique, sa "transparence" **neutronique** (absence de ralentissement et d'**activation** neutronique) et sa transpa-

(1) J.-C. Garnier et al., *Contribution to GFR design option selection*, ICAPP'06, Reno, États-Unis, 4-8 juin 2006.

rence optique, laissant envisager des systèmes de mesure à distance des températures par pyromètre optique ou encore de visée⁽²⁾, et d'observation visuelle pour les opérations de manutention et l'inspection en service.

Les grandes options de conception

Une première étape a été franchie fin 2005 sous la forme d'un remontage conceptuel⁽³⁾. Les grands choix structurants de la conception du RNR-G sont les suivants :

- de l'hélium pressurisé à 7 MPa comme caloporteur primaire ;
- une température de l'hélium en sortie du cœur de 850 °C pour atteindre des rendements de conversion d'énergie élevés, quel que soit le type de cycle **thermodynamique** considéré (Mémo C, *Cycles thermodynamiques et conversion d'énergie*, p. 23) ;
- un réacteur de grande puissance pouvant délivrer 2 400 MWth ;
- une **densité de puissance** du cœur élevée, de l'ordre de 100 MW/m³, pour minimiser la quantité de **plutonium** nécessaire ;
- un cœur isogénérateur, c'est-à-dire pouvant produire en fonctionnement autant de matière **fissile** qu'il en consomme ;
- un arrangement réacteur de type **boucles** (par opposition aux conceptions **intégrées**) ;
- un **cycle** de conversion d'énergie dit **indirect combiné**, donnant des rendements élevés en employant une technologie existante ;
- une évacuation de la **puissance résiduelle** du réacteur basée sur une circulation de gaz en toutes circonstances et utilisant des systèmes de pompage de faible puissance, voire la **convection naturelle**.

Le cœur du réacteur

L'élément combustible retenu en référence se présente sous la forme d'une **plaque** plane. La gaine – première **barrière** de confinement – est une **céramique** renforcée (un **composite** de carbure de silicium), la phase fissile est le **carbure** mixte d'**uranium (U)-plutonium (Pu)-actinides mineurs (AM)**, voir *Quel combustible pour les RNR-G?*, p. 45.

Les éléments plaques sont disposés verticalement pour former un **assemblage**. La géométrie hexagonale de ce dernier permet d'assurer au mieux la stabilité et l'équilibre mécanique du cœur. Les canaux où circule l'hélium sont de section rectangulaire. L'assemblage est fermé au sens de la **thermohydraulique** par le boîtier extérieur.

Les caractéristiques et performances du cœur (tableau 1) résultent d'une démarche d'optimisation visant à satisfaire au mieux les éléments du cahier des charges.

Le **gain de régénération** traduit l'écart entre la production et la consommation des **atomes** fissiles. Il est ici légèrement négatif. Il s'agit d'une valeur dite de *premier cycle* correspondant à un cœur sans actinide mineur. Avec le **multirecyclage** des **actinides** (U, Pu, AM), la composition et l'**isotopie** évoluent et tendent

hauteur et diamètre du cœur (m)	1,55 / 4,44
nombre d'assemblages combustibles dans le cœur	387
nombre d'éléments combustibles par assemblage	27
épaisseur de l'élément combustible plaque (mm)	7
fractions volumiques (U,Pu)C / hélium (%)	22,4 / 40
pression de fonctionnement (MPa)	7
température en entrée et en sortie du cœur (°C)	400 / 850
perte de charge du cœur (MPa)	0,044
température maximale du combustible (°C)	1260
inventaire en Pu (t/GWe)	8,2
gain de régénération*	- 0,07 / - 0,04
coefficient Doppler* (pcm)	- 1872 / - 1175
coefficient de vidange de l'hélium* (pcm)	212 / 253
fraction de neutrons retardés* (pcm)	388 / 344

* Valeurs de début et de fin de cycle.

Tableau 1. Caractéristiques et performances du cœur du RNR-G à fin 2005.

vers des valeurs d'équilibre. Le gain de régénération augmente pour approcher zéro et le cœur est alors isogénérateur. Les "coefficients neutroniques" sont des caractéristiques intrinsèques de sûreté. Le **coefficient de vidange** de l'hélium apporte un surcroît de **réactivité**, qui reste inférieur à la marge apportée par les neutrons retardés. Le **coefficient Doppler** est particulièrement grand pour un réacteur à neutrons rapides, ce qui procure un effet fortement stabilisant (tableau 2).

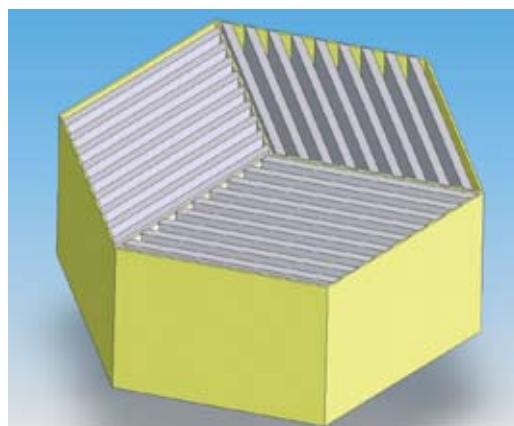
type de réacteur	fraction de neutrons retardés = 1 \$	coefficient de vidange du caloporteur	coefficient Doppler
RNR-G	~ 350 pcm	+ 0,5 à + 1 \$	- 3 à - 5 \$
RNR-Na	~ 350 pcm	+ 4 à + 5 \$	- 2 à - 2,5 \$

Tableau 2. Comparaison des caractéristiques de sûreté des cœurs des réacteurs rapides refroidis au gaz et au sodium.

Ces résultats ont été obtenus avec le **code de calcul** Eranos du CEA.

La conversion d'énergie

Le choix du cycle de conversion indirect combiné se pose en alternative crédible au **cycle direct** retenu dans la première phase des études sur le RNR-G. Il présente par rapport à ce dernier des caractéristiques attrayantes. D'une part, le système de transfert d'énergie au **circuit primaire** est plus compact comparé au système de conversion d'énergie du cycle direct qui est très encombrant, surtout pour un réacteur de grande puissance. L'arrangement d'ensemble du circuit pri-



Assemblage hexagonal du RNR-G, où les éléments combustibles sous forme de plaques sont arrangés par losange.

(2) Pyromètres optique et de visée : ces dispositifs, qui sont utilisés pour mesurer des températures élevées, supérieures à 600 °C, mesurent l'énergie émise dans l'**infrarouge**.

(3) P. Martin, N. Chauvin, *Gas-cooled Fast Reactor system : major objectives and options for reactor, fuel and fuel cycle*, GLOBAL'05, Tsukuba, Japon, 9-13 octobre 2005.



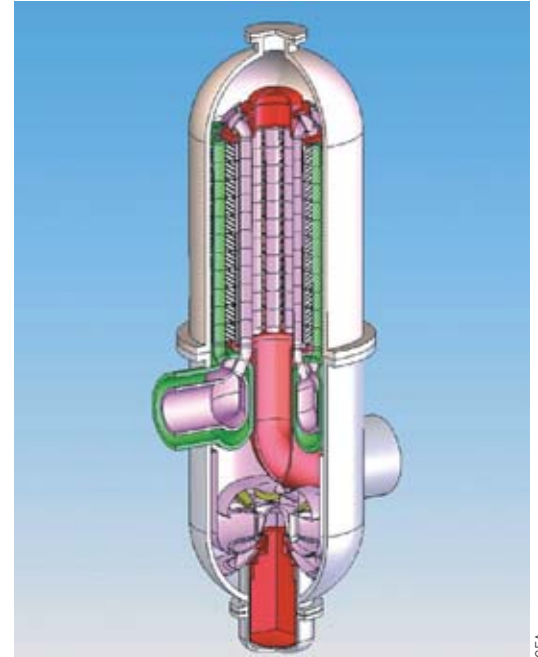
La boucle Claire, installée sur le Centre de Grenoble, sert notamment à tester des échangeurs de chaleur gaz-gaz.



Artechnique/CEA

maire est donc facilité. D'autre part, il offre un optimum de rendement thermodynamique moins sensible à la température d'entrée du cœur, ce qui permet d'envisager un ensemble **cuve**-réacteur sans dispositif important d'isolation thermique. Il repose sur une technologie nouvelle d'**échangeur de chaleur**, dont le développement a été entrepris dans le cadre du projet ANTARES (Areva New Technology based on Advanced gas-cooled Reactor for Energy Supply) de RHT piloté par **Areva NP** (voir *La conversion d'énergie en technologie gaz, tronc commun aux nouveaux RNR et aux R(T)HT*, p. 91 et *Les réacteurs à haute température: un passé récent et un futur proche*, p. 51).

Dans le système de conversion d'énergie retenu (figure 1), le fluide du circuit primaire, l'hélium (He), transmet son énergie au travers d'un échangeur intermédiaire (l'IHX - *Intermediate Heat Exchanger*) à un **circuit secondaire** fonctionnant en gaz, un mélange hélium/azote (He-N₂), et comprenant une turbine, un **générateur de vapeur** et un compresseur. La vapeur formée dans le générateur de vapeur est utilisée dans un cycle à vapeur classique. L'énergie électrique est produite pour partie par la turbine à gaz sur le circuit secondaire et pour partie par les turbines à vapeur sur le **circuit tertiaire**. Une première estimation du rendement net donne 45,1 %. Hormis l'IHX, les composants sont de conception classique. En imaginant pouvoir utiliser un cycle eau/vapeur **supercritique** et en optimisant mieux la répartition de la production d'électricité entre le secondaire et le tertiaire, il deviendrait possible d'approcher le rendement du cycle direct (~ 48 %).



CEA

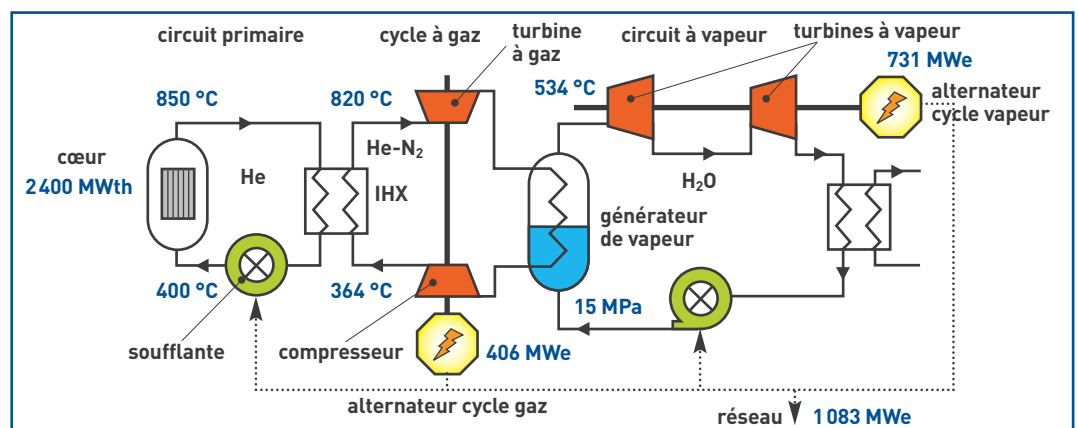
Cuve dans laquelle sont intégrés l'échangeur intermédiaire IHX et le circulateur.

Les études préliminaires de conception ont surtout porté sur les éléments du circuit primaire, à savoir la cuve du réacteur, les échangeurs entre les circuits primaire et secondaire (IHX) et les circulateurs. Il a été choisi d'utiliser trois boucles primaires (3 × 800 MWth), chacune étant équipée d'un ensemble IHX-circulateur intégré dans une même cuve. La cuve du réacteur est métallique, de grande dimension (diamètre interne de 7,3 m) et de forte épaisseur (20 cm). Le matériau retenu, assurant un **fluage** négligeable à la température de fonctionnement de 400 °C, est l'**acier martensitique** 9Cr-1Mo (nuance industrielle T91 contenant 9 % en masse de chrome et 1 % en masse de molybdène).

Le remontage d'ensemble

L'ensemble cuve-réacteur, avec deux des boucles pour l'évacuation de la puissance résiduelle et une des cuves contenant l'IHX et le circulateur, est représenté sur la figure 2a, qui illustre également les principes retenus pour la conception des **barres de commande** (mécanismes placés en bas de cuve) et la manutention du combustible (système de bras articulé, entrée et sortie des éléments combustibles *via* des sas, cuve

Figure 1. Installation de conversion d'énergie du RNR-G, mettant en œuvre un cycle indirect combiné.



fermée). L'ensemble du circuit primaire est intégré dans une enceinte métallique de géométrie sphérique et d'un diamètre d'environ 30 m (figure 2b). De faible épaisseur (38 mm), elle ne nécessite pas d'opérations compliquées, comme par exemple un détensionnement⁽⁴⁾, lors de son montage sur site.

À l'issue des études préliminaires de conception de tous les composants et systèmes du réacteur, un **modèle numérique** a été mis au point avec le code Cathare du CEA. Des **transitoires** de type perte totale des alimentations électriques (le *black-out*) et **brèches** ont été calculés. Ces premiers résultats confirment la cohérence d'ensemble des options choisies et les calculs préliminaires effectués lors de la pré-conception⁽⁵⁾.

L'approche de sûreté

Les objectifs techniques visés pour le RNR-G, comme pour les autres systèmes sélectionnés par le **Forum international Génération IV** (voir l'encadré *Les six concepts sélectionnés par le Forum GEN IV*, p. 6), sont globalement cohérents avec ceux indiqués par l'**Autorité de sûreté nucléaire**⁽⁶⁾ : maîtrise des réactions nucléaires et chimiques, de l'évacuation de l'énergie produite, du confinement des produits dangereux, de la protection du personnel, et maîtrise des **effluents** et des déchets, assurant la protection des populations et de l'environnement. Ces objectifs fonctionnels sont complétés par des objectifs à caractère probabiliste. À titre indicatif, les spécialistes de sûreté ont retenu une probabilité globale (initiateurs internes et externes) de dégradation du cœur, assortie d'un relâchement significatif de **produits de fission**, de l'ordre de 10^{-5} par réacteur et par an et une probabilité de relâchement significatif à l'extérieur de la dernière barrière d'environ 10^{-6} par réacteur et par an. Le seul but de ces chiffres est d'aider le concepteur à sélectionner de manière pertinente le nombre de redondances fonctionnelles qu'il y a lieu de mettre en œuvre pour atteindre les objectifs de sûreté ci-dessus.

La liste des initiateurs d'accidents se rapportant à un projet de nouveau réacteur dépend du degré de détail auquel l'ingénieur est arrivé dans la conception du réacteur et d'une compréhension intuitive des scénarios qui vont en résulter. Les initiateurs se classent eux-mêmes selon leur fréquence d'occurrence, qui est par ailleurs peu facile à déterminer pour des projets de réacteurs sans retour d'expérience. Une première liste non exhaustive, mais en rapport avec l'évacuation de puissance résiduelle, des grands initiateurs qui conduisent à une élévation anormale de la température du combustible est proposée à la figure 3. Les moyens de sauvegarde vis-à-vis de l'accident de dépressurisation seront développés à titre d'exemple.

Les systèmes de sauvegarde

Les systèmes de sauvegarde proposés doivent respecter les objectifs techniques de sûreté d'un réacteur nucléaire. Le principe des solutions retenues au stade actuel est indiqué pour chacun d'eux.

(4) Détensionnement : traitement thermique destiné à diminuer les tensions internes sans modifier sensiblement la structure.

(5) P. Dumaz et al., *The thermal-hydraulic studies in support of the GFR pre-conceptual design*, NURETH-11, Avignon, France, 2-6 octobre 2005.

(6) M. Lavérie, *Clefs CEA*, n° 45 (Automne 2001).

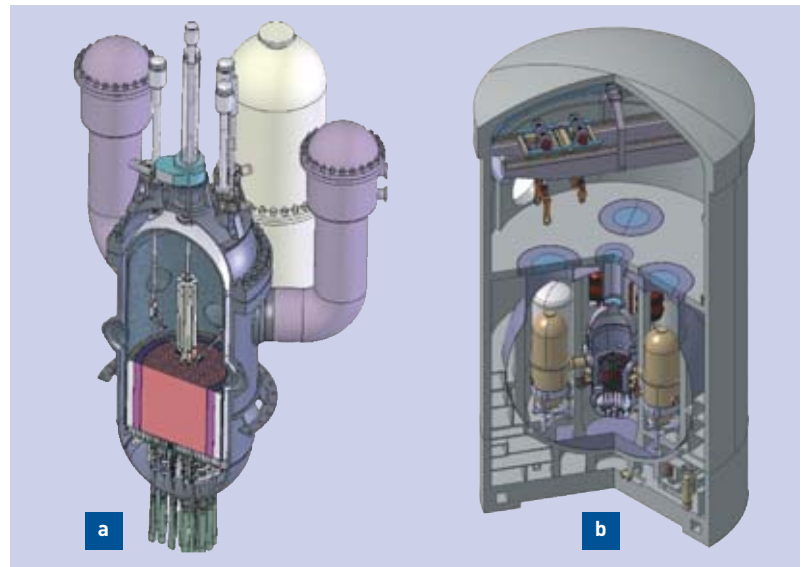


Figure 2.

En a, coupe de l'ensemble cuve-réacteur avec, en violet, deux des boucles pour l'évacuation de la puissance résiduelle et, en blanc, une des cuves contenant l'échangeur intermédiaire IHX et le circulateur. En b, coupe du bâtiment réacteur montrant l'enceinte métallique de géométrie sphérique dans laquelle l'ensemble du circuit primaire est intégré.



Optimisation du procédé de purification d'hélium sur le réacteur chimique CIGNE. La qualité de l'hélium est très importante, car les impuretés de ce gaz caloporteur conditionnent son pouvoir corrosif sur les matériaux de structure.

Pour la maîtrise du confinement, le principe des trois barrières est appliqué : enrobage ou **gainage** au niveau du combustible, cuves et circuit primaire, enceinte de confinement. Le choix d'une enceinte de sauvegarde (la sphère de la figure 2b), pour assurer la pression de gaz, constitue une quatrième barrière qui offre des garanties potentielles supplémentaires.

Les dispositions adoptées pour maîtriser la réactivité concernent une conception des assemblages garantissant la stabilité géométrique du cœur en puissance, un combustible offrant un comportement naturel favorable avec des **contre-réactions neutro-niques** stabilisantes et enfin deux systèmes de bars de commande diversifiés et redondants agissant selon un principe de chute gravitaire.

Pour maîtriser l'évacuation de la chaleur, deux systèmes d'évacuation de la puissance résiduelle, indépendants et individuellement redondants, sont mis en

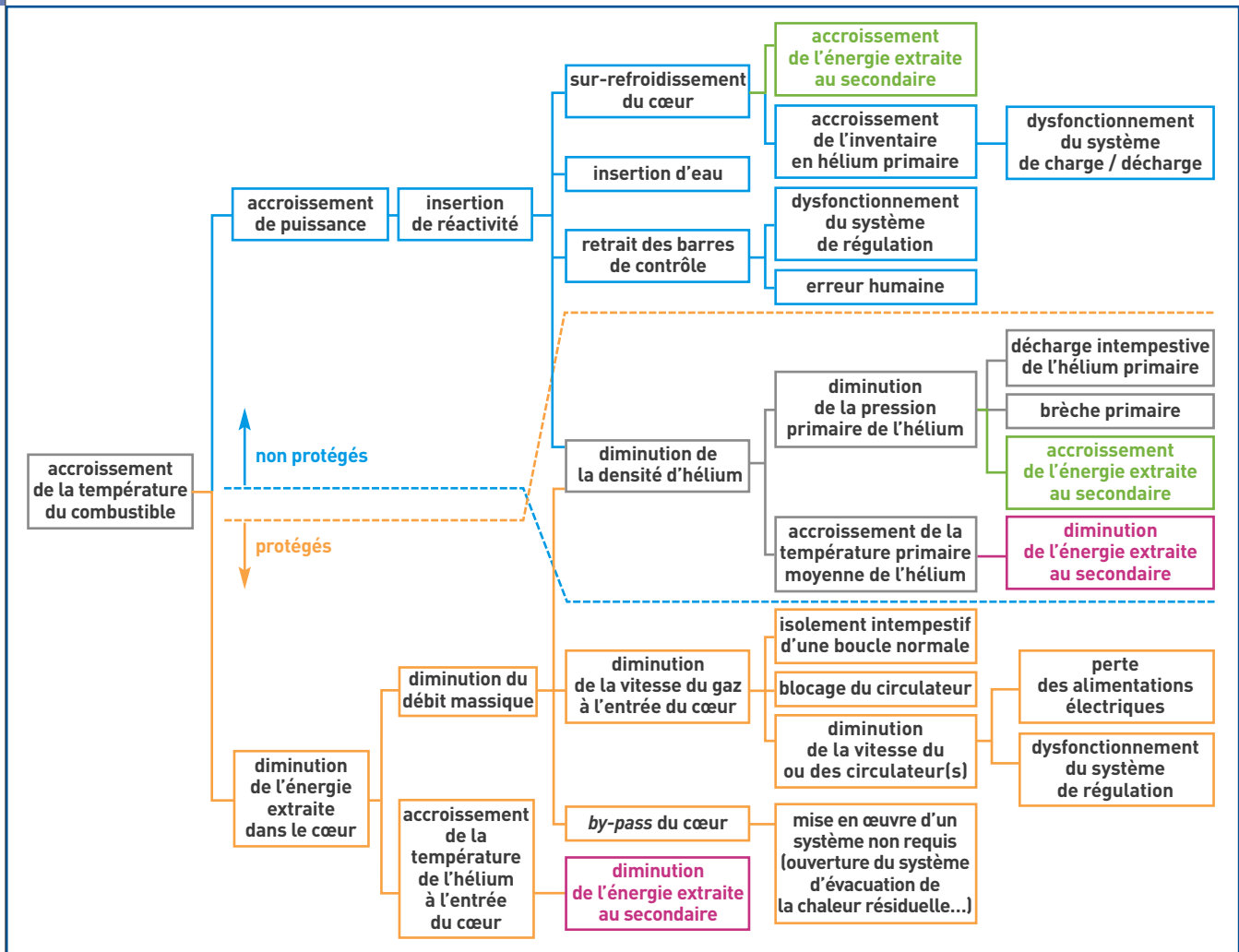
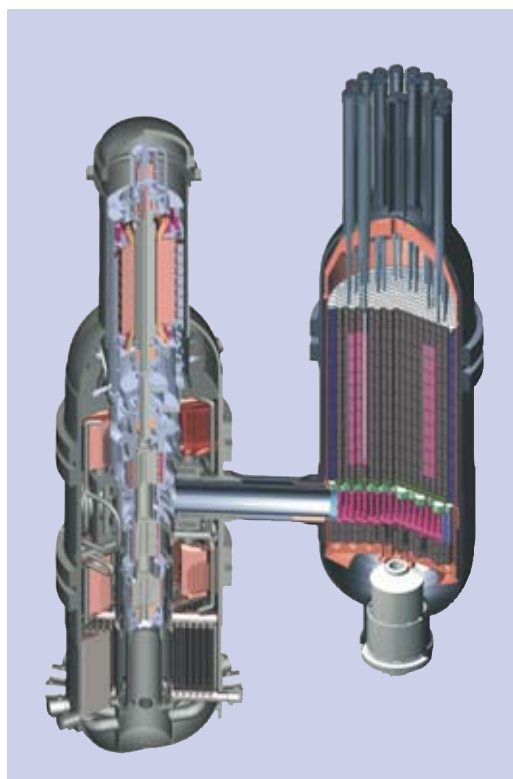


Figure 3. Arbre simplifié des événements qui conduisent à une élévation anormale de la température du combustible pour un RNR-G à cycle de conversion indirect combiné.

Afin de relever le double défi du spectre rapide et des hautes températures, le RNR-G dispose d'atouts hérités du retour d'expérience des réacteurs à caloporteur gaz du passé et des concepts de réacteurs à haute température modernes. Le projet GT-MHR de General Atomics aux États-Unis est un RHT modulaire à cycle direct. Sa puissance de 600 MWth, la géométrie de son cœur et la taille de sa cuve sont optimisées pour que la température maximale du combustible pendant un transitoire d'évacuation de la puissance résiduelle, sans recours au gaz, ne dépasse pas 1 600 °C.



General Atomics

œuvre. L'un, passif, opère par convection naturelle et l'autre, actif, utilise des circulateurs capables de maintenir un débit de gaz minimal à travers le cœur. Enfin, pour maîtriser les éventuelles réactions chimiques, l'inertage⁽⁷⁾ de l'enceinte de sauvegarde peut être envisagé.

L'accident de dépressurisation

Sur les RHT modulaires, dont le GT-MHR (*Gas Turbine Modular Helium Reactor*, réacteur à cycle direct conçu par **General Atomics** aux États-Unis) ou le PBMR (*Pebble-Bed Modular Reactor*, réacteur à cycle direct développé par **Eskom** en Afrique du Sud) sont des exemples, les solutions de conception pour limiter les conséquences de l'accident de dépressurisation consistent, d'une part, à utiliser une faible puissance unitaire, qui limite le volume du cœur, et une faible **puissance volumique**, qui dilue le combustible, et, d'autre part, à compenser la faible capacité calorifique du gaz par l'inertie thermique d'un grand volume de **graphite**, qui sert par ailleurs de **modérateur**. Pour les RNR-G, le **spectre rapide** entraîne l'élimination du graphite du cœur et une augmentation significative de la puissance volu-

(7) Inertage : technique préventive consistant à remplacer une atmosphère explosive par un gaz (le plus souvent l'azote) ou un mélange gazeux non combustible et non susceptible d'agir comme comburant (atmosphère inerte).

mique. De nouvelles solutions sont nécessaires pour limiter les conséquences d'une dépressurisation rapide. Le concepteur raisonne à partir d'un initiateur considéré comme majorant de la plupart des incidents et accidents liés à la perte du caloporteur. Il s'agit de la dépressurisation rapide provenant d'une grosse brèche sur le circuit. La grosse brèche induit une dépressurisation rapide du circuit primaire, typiquement sur une durée allant de 5 à 40 secondes. La chute des barres intervient dans les toutes premières secondes. Le coefficient de vidange du cœur étant positif, l'accident de dépressurisation entraîne un surcroît de réactivité, mais celui-ci est maîtrisable car il est inférieur à la marge apportée par les neutrons retardés. Après la chute des barres, le cœur est **sous-critique** mais dégage encore une puissance significative : la puissance résiduelle (tableau 3).

temps t	1 min	2 min	4 min	10 min	20 min	1 h	4 h
P/P_N	5 %	4 %	3 %	2,5 %	2 %	1,5 %	1 %

Tableau 3.

La puissance résiduelle après l'arrêt du réacteur suit approximativement la courbe $P/P_N = 0,15 \cdot t^{-0,28}$, où P_N est la puissance thermique nominale du réacteur.

Le principe retenu en premier lieu pour l'évacuation de la puissance résiduelle du cœur du RNR-G est la circulation du gaz, malgré la brèche. La transition entre le régime nominal et le nouveau régime de convection à plus faible pression se fait dans un temps très court. Un paramètre essentiel pour la performance du système est la pression du gaz. Pour influencer sur l'évolution de celui-ci, les ingénieurs travaillent sur un concept d'enceinte de sauvegarde, fonctionnellement, une enveloppe étanche entourant le circuit primaire. Dans la situation considérée, l'enceinte confine le gaz qu'elle contient et celui s'échappant du circuit primaire. Au final, le système s'équilibre, l'enceinte et le circuit primaire sont à la même pression : la *pression de repli*. Pour la conception, les ingénieurs ont cherché à savoir si la convection naturelle du gaz pouvait suffire à évacuer la puissance fournie par le cœur. Les critères à respecter sont multiples. À titre conservatif, il faut considérer que la température maximale du combustible et celle sur les structures externes au cœur ne doivent pas respectivement dépasser 1 600 °C et 1 250 °C sur une durée limitée. La consolidation de ces critères sera un point essentiel des études à venir, tant sur le combustible que sur les composants du réacteur exposés à ces hautes températures, tels que les protections thermiques et la paroi des échangeurs de chaleur.

Quels sont les attraits et les limites de la convection naturelle? Pour que la convection naturelle suffise à évacuer la puissance résiduelle, une condition essentielle est que la pression de repli reste dans la gamme 0,7 à 2,5 MPa, selon le critère retenu et le gaz utilisé. Les valeurs obtenues en fonction du gaz et du niveau de puissance à évacuer sont données dans la figure 4 pour une puissance volumique du cœur de 100 MW/m³. Le diazote et le gaz carbonique sont pris en compte dans la perspective d'une injection de secours et d'un accroissement des performances de refroidissement du système. Pour l'hélium, la pression de repli nécessaire dans les premières minutes est particulièrement élevée, de 2 à 3 MPa. Le diazote et le gaz carbonique réduisent la pression requise à moins de 1,5 MPa. Dans tous les cas, l'établissement d'une telle pression requiert une enceinte



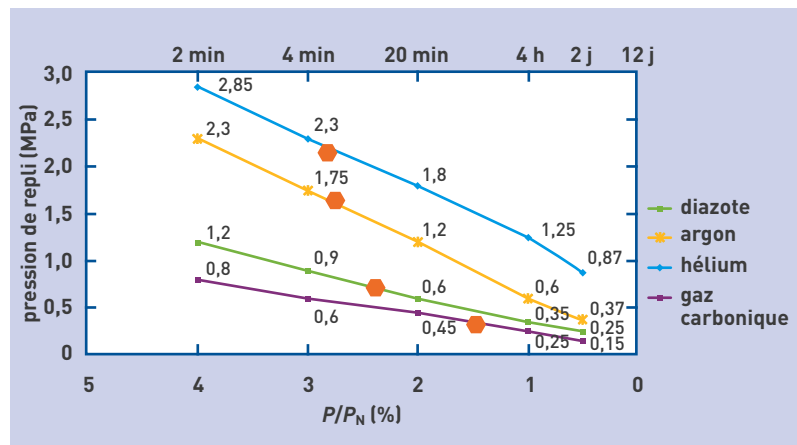
Le banc HETIQ (*HElium Tightness Qualification*), installé sur le Centre de Cadarache, a été mis au point pour tester et qualifier tous les dispositifs d'étanchéité susceptibles d'être rencontrés dans un RNR-G, dans des conditions représentatives.

de sauvegarde étanche permettant de confiner le gaz qui a fui. Il faut noter que le refroidissement du cœur par convection naturelle à la pression normale de fonctionnement est assuré : c'est le cas du *black-out*.

Quels sont les meilleurs choix de conception? Assurer une pression de repli aussi élevée que 2 à 3 MPa est un objectif particulièrement contraignant. L'enceinte de sauvegarde est complexe à concevoir et à réaliser (cuve en béton précontraint de très grande dimension et forte épaisseur). Elle doit être pressurisée en permanence, réacteur en fonctionnement.

Le choix pour le RNR-G à ce stade est de privilégier une enceinte plus légère et sans pressurisation initiale. La pression de repli visée est réduite à environ 1 MPa. En conséquence, il n'est possible de recourir à la convection naturelle qu'après un délai suffisant pour permettre à la puissance résiduelle de décroître jusqu'à moins de 1 % de la puissance nominale. À court terme, le refroidissement du cœur sera assuré par des systèmes de circulation forcée (circulateurs ou autres) de faible puissance. Par anticipation, il est pris en compte que la fourniture d'énergie nécessaire au fonctionnement en **convection forcée** est suffisamment faible pour pouvoir provenir de batteries. La figure 5 illustre

Figure 4. Pression de repli nécessaire à l'évacuation de la puissance résiduelle par convection naturelle du gaz, en fonction de la nature du gaz injecté. La quantité P/P_N en abscisse est le rapport entre la puissance résiduelle à évacuer et la puissance nominale du réacteur. L'hexagone orange sur chaque courbe correspond à la pression atteinte dans l'enceinte de sauvegarde après injection de 50 m³ de gaz à 60 °C.



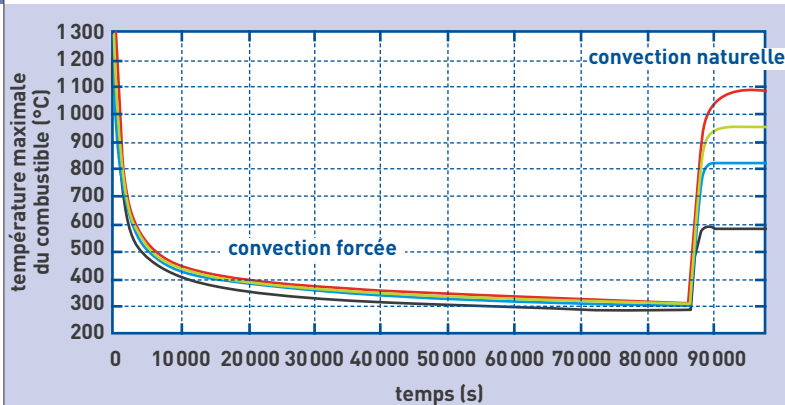


Figure 5. Évolution des températures du cœur lors d'un accident de dépressurisation et en utilisant un pompage de faible puissance pendant 24 heures puis la convection naturelle (résultats Cathare). Les courbes correspondent à différents canaux du cœur (puissances maximale, moyenne ou minimale).

cette approche. L'arrêt de la convection forcée après 24 heures conduit à une remontée des températures de combustible puis à leur stabilisation sous l'effet de la mise en route et du refroidissement en convection naturelle.

En pratique, le système est constitué de trois boucles indépendantes, chacune pouvant assurer seule la mission d'évacuation de la puissance résiduelle (redundance fonctionnelle). L'arrangement est de type *cross-duct*, c'est-à-dire une tuyauterie chaude immergée dans la branche froide. Chaque boucle contient un échangeur pré-dimensionné pour évacuer jusqu'à 3 % de la puissance nominale, et localisé en partie haute (élévation de 15 m environ par rapport au plan médian du cœur), ainsi qu'un circulateur et une vanne d'isolement, implantés dans la branche froide.

Les accidents de réactivité

Les variations anormales de réactivité du cœur constituent également un point important pour la conception du cœur du réacteur. Notamment, une entrée d'eau dans un cœur de réacteur à neutrons rapides serait à craindre, puisque l'eau, en modérant l'énergie des

(8) Résonance d'absorption: grande valeur de section efficace pour une valeur précise de l'énergie apportée à un **noyau** cible par un neutron incident et qui désigne un état excité du **noyau composé**. Dans certains domaines d'énergie incidente, les sections efficaces d'interaction neutron-noyau dépendent fortement de l'énergie du neutron, du fait de l'existence de ces résonances.

Pastilles et sphères de combustibles nitrure et carbure, matériaux répondant le mieux au cahier des charges du cœur d'un RNR-G, fabriqués au Lefca (Laboratoires d'études et de fabrications expérimentales de combustibles nucléaires avancés, CEA/Cadarache). Des expériences d'irradiation dans le réacteur Phénix permettront d'étudier leur comportement et leurs performances dans des conditions représentatives des RNR-G.



P. Dumaz/CEA

neutrons, fait croître les **sections efficaces de fission** du plutonium et augmente donc la réactivité du cœur.

Des calculs ont été réalisés sur une version plus ancienne d'un RNR-G de 600 MWth. Il a été montré qu'une arrivée d'eau, limitée en volume, fait baisser la réactivité du cœur. En effet, les **sections efficaces de capture** dans les résonances d'absorption⁽⁸⁾ augmentent plus vite que celles de fission, aux faibles teneurs en eau. Ce n'est qu'avec de très grandes quantités, typiquement pour un pourcentage en volume supérieur à 70 %, que le cœur devient sur-réactif et que l'eau peut entraîner une **excursion de puissance**. Ces résultats doivent néanmoins être considérés avec beaucoup de précaution, car le calcul de la situation correspondante est l'un des plus difficiles qui soient pour les outils de **simulation**. La forte variation du spectre neutronique entre la situation initiale du cœur sec et la situation noyée ainsi que l'absence au stade actuel de données précises sur la géométrie exacte du cœur et sur l'arrangement des différents matériaux génèrent de grosses incertitudes qui seront levées au fur et à mesure des progrès de la conception.

La conception du réacteur doit donc prendre en compte ce phénomène, en éliminant les risques d'entrée massive d'eau par une disposition adaptée des circuits qui en contiennent et, éventuellement, en introduisant un **poison neutronique** dans ces circuits afin que l'eau soit sans danger. Enfin, une entrée d'air n'a pas de conséquence neutronique directe mais un possible effet chimique sur les matériaux du cœur.

Vers une faisabilité démontrée en 2012

À ce stade du projet, la conception même du RNR-G reste encore évolutive mais des orientations importantes de conception ont été décidées concernant le combustible, les matériaux du cœur, l'architecture du réacteur et les systèmes de sauvegarde. L'évaluation de la faisabilité et des performances du RNR-G se complètera au fur et à mesure des progrès de la conception. Un rapport d'étape est prévu fin 2007.

Le comportement et les performances du combustible dans les conditions normales de fonctionnement ainsi que son comportement et celui des composants de l'installation en situations accidentelles constituent certainement les principaux points de faisabilité du RNR-G. À l'échéance 2012, la faisabilité démontrée du combustible et plus généralement celle du réacteur de la filière seront une condition nécessaire pour engager la réalisation du réacteur de petite puissance, le REDT (voir *Le REDT, un précurseur des RNR-G*, p. 114). La faisabilité du combustible aura été consolidée par des essais en réacteur représentatifs. La qualification des outils de calcul sera un fondement de la démonstration de sûreté que le concepteur cherchera à apporter. Il s'agit principalement des codes de calcul Eranos pour la neutronique et de Cathare pour la thermohydraulique du cœur et du système. Déjà largement utilisés, ces codes restent encore peu qualifiés dans leur application au RNR-G. La confrontation entre le calcul et l'expérience permettra de maîtriser puis, à terme, de réduire les incertitudes.

> Jean-Claude Garnier*, Patrick Dumaz* et Pascal Anzieu**

Direction de l'énergie nucléaire
*CEA Centre de Cadarache
**CEA Centre de Saclay

Les éléments d'un système nucléaire

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

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

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

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

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

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

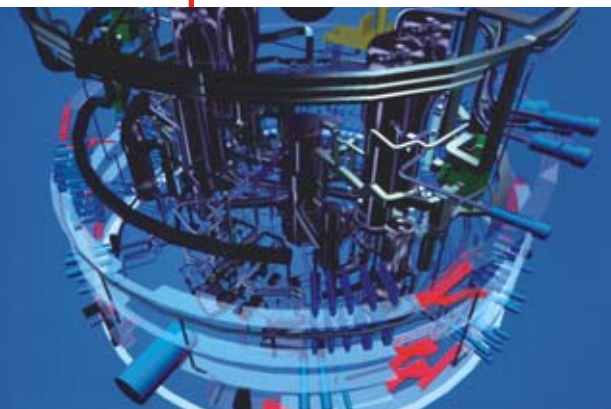
tent de réguler la population des neutrons et, par là même, en influant sur sa **réactivité**, de maintenir la puissance du réacteur au niveau désiré, voire d'arrêter la réaction en chaîne. Les barres, ensemble de tiges solidaires mobiles (appelées **grappes**) sont introduites plus ou moins profondément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

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

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

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

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



Areva NP

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

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

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

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

Filières, générations et spectres neutroniques

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

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

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

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

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



M. Brigauf / EDF Médiathèque

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

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

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

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

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

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

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

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

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

La **deuxième génération** est celle des réacteurs, actuellement en service, entrés en fonctionnement entre les années 70 à 90. Exclusivement à vocation électrogène, la plupart (87 % du parc mondial) sont des réacteurs à eau, à l'exception notable des **AGR** (Advanced Gas Reactor) britanniques. Leur combustible standard est formé de **pastilles frittées d'oxyde d'uranium enrichi** aux environs de 4 % en uranium 235, empilées dans des tubes étanches (**crayons**) qui, réunis en faisceaux, forment des **assemblages**. Les PWR (REP en français) dominent le marché, représentant 3 réacteurs nucléaires sur 5 dans le monde. En font partie les différents "paliers" de réacteurs REP réalisés en France pour EDF par Framatome (aujourd'hui **Areva NP**). Les réacteurs russes de la série **VVER** 1000 sont comparables aux REP occidentaux. Bien que moins nombreux que les REP, les **BWR** (Boiling Water Reactor) ou **REB** (réacteurs à eau bouillante) se trouvent notamment aux États-Unis, au Japon ou en Allemagne. Enfin les réacteurs à uranium naturel de type **Candu**, de conception canadienne, et leurs équivalents indiens se maintiennent activement. Ce sont également des réacteurs à eau sous pression, mais utilisant l'**eau lourde** (D₂O) comme modérateur et caloporteur d'où le nom **PHWR** (Pressurised Heavy Water Reactor) donné à cette filière. La **troisième génération** correspond à des installations qui commencent à être mises en chantier en vue d'une mise en service à partir de 2010 environ. Elle comprend en particulier l'**EPR** franco-allemand conçu par Areva NP (Framatome et Siemens à l'origine),

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

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

Cycles thermodynamiques et conversion d'énergie

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

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

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

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

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

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

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

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

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

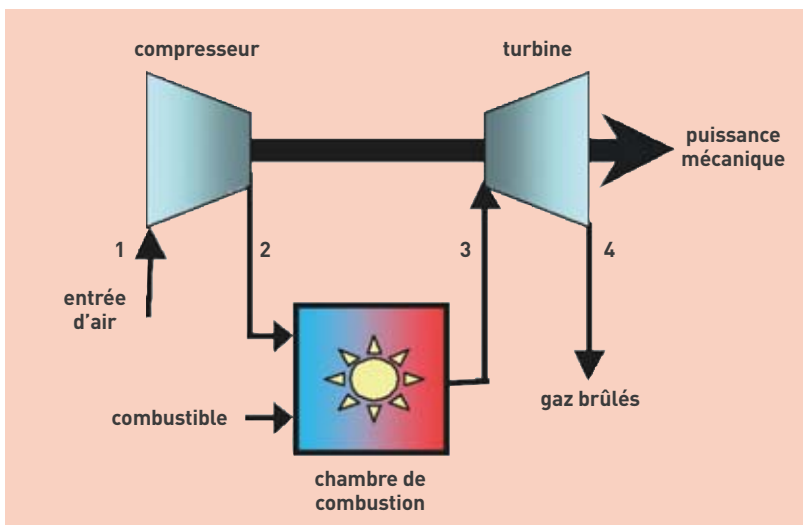


Figure. Cycle de Brayton utilisé pour une turbine à gaz à cycle ouvert.

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

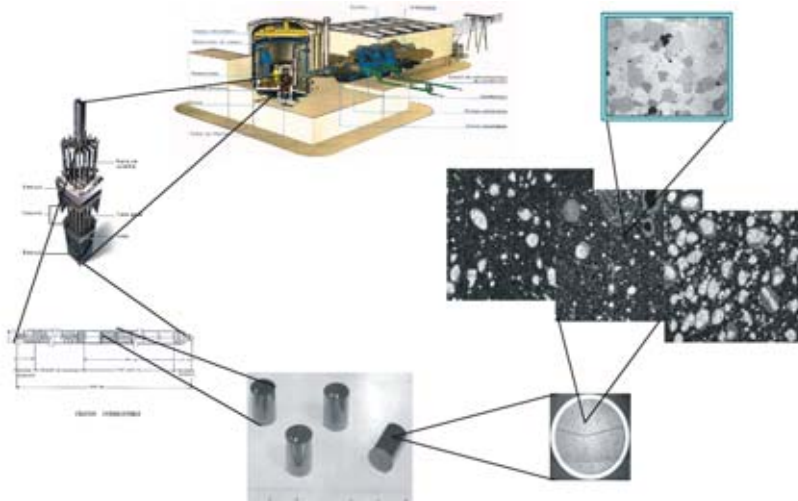


Figure. L'amélioration de la fiabilité et de la rentabilité du combustible nucléaire nécessite une modélisation fine dudit **combustible** (ici du **MOX**). Les caractéristiques microstructurales (porosité, taille et répartition des **amas**, taille de **grain**...) ont un impact direct sur le comportement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

Les grandes familles de matériaux nucléaires

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

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

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

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

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

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

Les structures cristallines

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

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

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

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

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

Les familles d'aciers

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

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

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



Areva NP

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

mum de 0,15 % de carbone qui ont subi 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 **nitrides** (compatibles avec le procédé de traitement **Purex**) ou par des **carbures** sous forme, par exemple, d'alliage d'uranium plutonium avec 10 % de zirconium.

■ (2) Pour American Iron and Steel Institute.

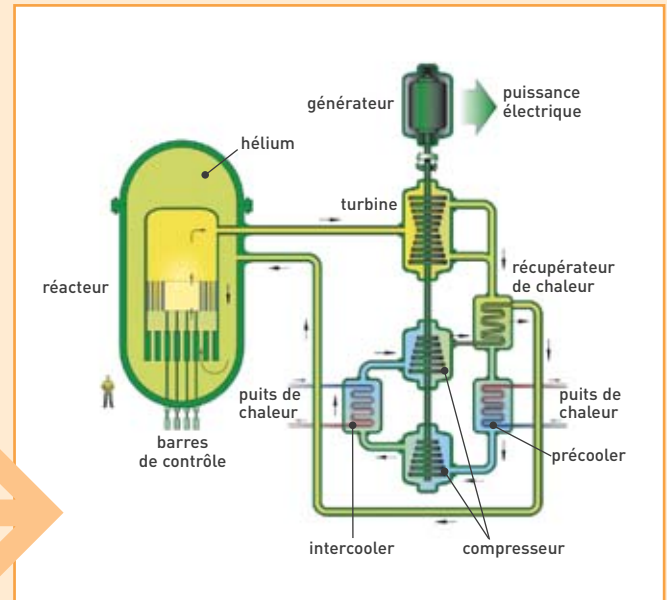
Les six concepts sélectionnés par le Forum GEN IV

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

Le GFR

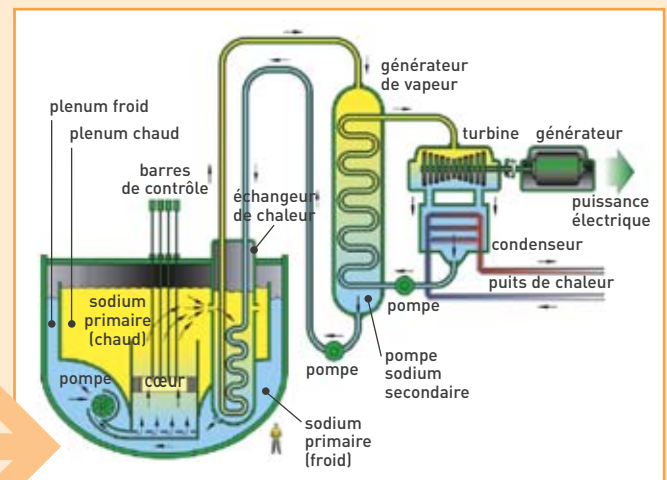
Le **GFR** (*Gas Fast Reactor*, en français **RNR-G**) est un **réacteur à haute température (RHT)** refroidi au gaz, généralement à l'hélium, à **neutrons rapides**, permettant le **recyclage homogène** ou **hétérogène** des **actinides** tout en conservant un gain de **régénération** supérieur à 1.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

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



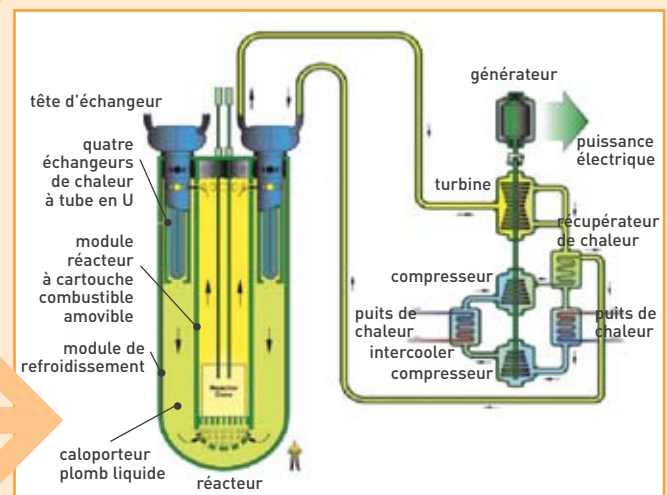
Le SFR

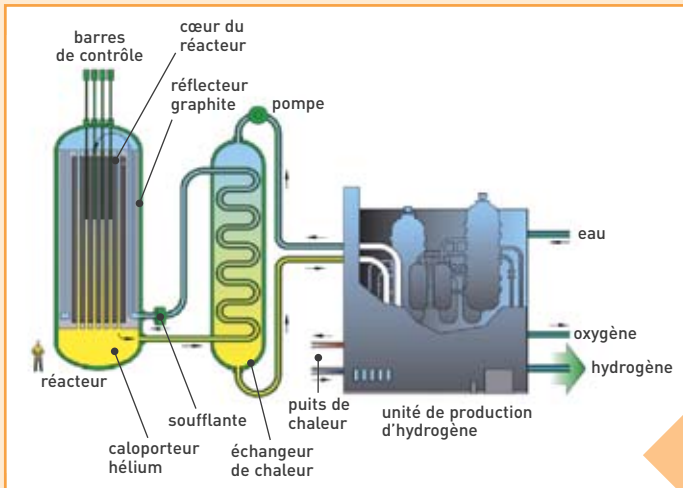
Le **SFR** (*Sodium Fast reactor*, en français **RNR-Na**) est un réacteur refroidi au **sodium** liquide, à neutrons rapides associé à un **cycle fermé** permettant le recyclage de l'ensemble des actinides et la régénération du plutonium. Du fait de la régénération de la matière fissile, ce type de réacteur peut fonctionner très longtemps sans intervention sur le **cœur**. Deux options principales sont envisagées : l'une qui, associée à un **retraitement** de combustible métallique, conduit à un réacteur de puissance unitaire intermédiaire de 150-500 MWe, l'autre, caractérisée par un retraitement **Purex** de combustible mixte d'oxydes (**MOX**), correspond à un réacteur de puissance unitaire élevée, entre 500 et 1 500 MWe. Le SFR présente de très bonnes propriétés d'utilisation des ressources naturelles et de gestion des actinides. Il a été évalué comme ayant de bonnes caractéristiques de sûreté. Plusieurs prototypes de SFR existent dans le monde, dont Joyo et Monju au Japon, BN600 en Russie et Phénix en France. Les principaux enjeux de recherche concernent le recyclage intégral des actinides (les combustibles comportant des actinides sont **radioactifs**, donc délicats à fabriquer), l'inspection en service (le sodium n'est pas transparent), la sûreté (des approches de sûreté **passive** sont à l'étude) et la réduction du coût d'investissement. Le remplacement de l'eau par du CO₂ **supercritique** comme fluide de travail dans le système de conversion est également à l'étude.



Le LFR

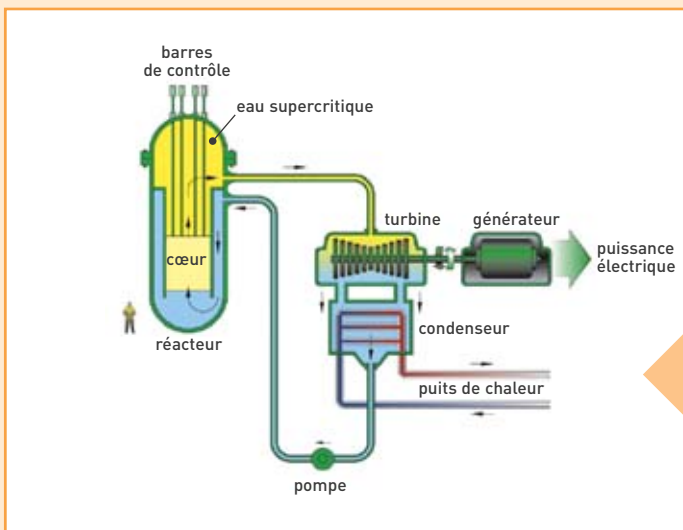
Le **LFR** (*Lead Fast Reactor*, en français **RNR-Pb**) est un réacteur refroidi au plomb (ou alliage au plomb-plomb-bismuth), à neutrons rapides associé à un cycle fermé du combustible permettant une utilisation optimale de l'**uranium**. Plusieurs systèmes de référence ont été sélectionnés. Les puissances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





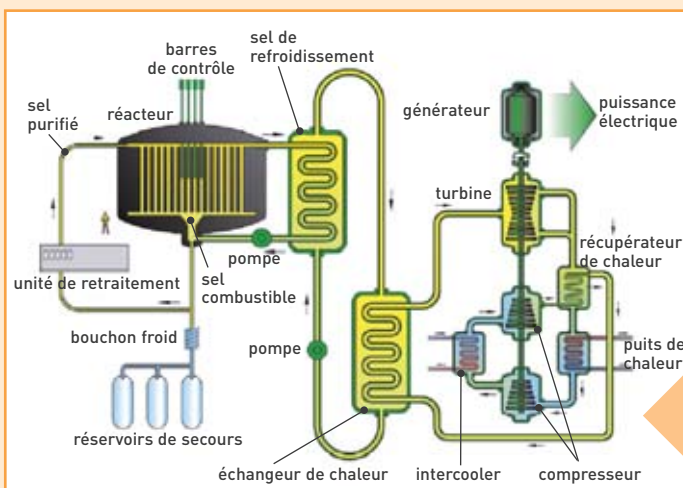
Le VHTR

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



Le SCWR

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



Le MSR

Le **MSR** (*Molten Salt Reactor*, en français **RSF**) est un réacteur à sels fondus (cœur liquide et cycle fermé par traitement continu par **pyrochimie**), à neutrons thermiques et plus précisément **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.