

# Que savons-nous des ressources mondiales d'uranium ?

La tendance actuelle à la reprise du nucléaire de par le monde semble déjà avoir eu une influence à la hausse sur les prix de l'uranium. Mais qu'en est-il des ressources physiques de cette matière première ? Les réserves identifiées et celles qui restent à découvrir permettront-elles de répondre à la demande ? L'état des lieux montre que le potentiel énergétique du nucléaire de fission, au prix d'une bonne planification des investissements nécessaires, reste considérable.

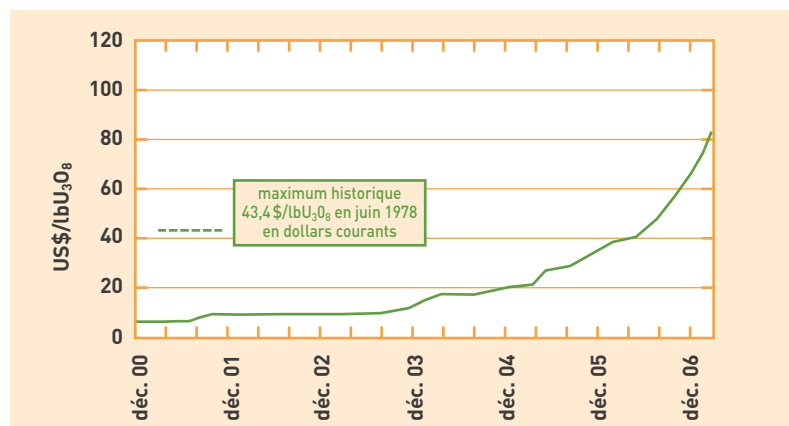


Mine à ciel ouvert de Somair, à Arlit au Niger. Les méthodes d'autorembayage (verse sous le camion à gauche) permettent une meilleure économie de l'exploitation et aident à limiter l'impact paysager et environnemental, mais rendent quasi impossible la récupération ultérieure de zones minéralisées abandonnées en fond de fosse ou de "stériles" à basse teneur.

Au fil des revues de presse de ces dernières années, la question de la durabilité des ressources en uranium s'est vue posée à peu près en proportion du regain d'intérêt pour l'électronucléaire, mais aussi de la hausse du prix de cette matière première.

## La durabilité des ressources : une préoccupation récente ?

Il est amusant de constater qu'au tout début de ce siècle, hormis à l'intérieur du cercle restreint des principaux acteurs industriels du nucléaire civil, le sujet était si peu d'actualité que, par exemple, les statistiques du gouvernement américain ne mentionnaient, pour l'année 2000, qu'une seule personne impliquée dans la recherche d'uranium sur le territoire des États-Unis ! Pire, l'année suivante, ce valeureux chercheur disparaissait des tableaux... Cette situation, parfaitement identifiée grâce à la tenue scrupuleuse des statistiques par le DOE-EIA, était totalement symptomatique de la tendance mondiale, même si dans quelques pays producteurs, se comptant sur les doigts de la main, il pouvait subsister quelques îlots d'activité. Naturellement, ce sujet était déjà au cœur des réflexions menées dans les années 1960-1970 sur les schémas de croissance de l'électronucléaire.



## Les signes avant-coureurs d'une raréfaction des ressources ?

Depuis un peu plus de trois ans, le prix de l'uranium connaît une hausse rapide (figure 1), atteignant des niveaux sans précédent en monnaie courante (plus de 1000 % de hausse depuis le début de 2001). Comme cette tendance se poursuit, certains, souvent opposés au développement du nucléaire, y voient un signe de raréfaction de la ressource. Avant même de débattre

Figure 1. Évolution récente du prix spot (indicateur Trade Tech) de l'uranium (1 kg d'uranium = 2,6 lb de U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>).

du sujet des ressources en terre, il est donc essentiel d'analyser les raisons de ce pic de prix, notamment en se penchant sur les conditions du marché qui prévalaient ces dernières années.

## Une consommation couverte à moins de 60 % par la production minière

Pendant cette période, la production des mines ne couvrait que 50 à 60 % de la consommation totale des réacteurs. Le complément d'offre, souvent dénommé "sources secondaires", provenait d'abord (plus de 20 %) de la mobilisation d'excédents commerciaux précédemment accumulés. S'y ajoutaient des matières issues de la réduction des stocks de matières militaires, consécutivement à la réduction des arsenaux des deux superpuissances et, pour quelques pour-cent, des matières issues du **recyclage** via le **traitement** des **combustibles usés** du cycle civil.

Côté demande, la flotte mondiale de réacteurs voyait sa croissance ralentir. Les perspectives pour le long terme n'étaient guère encourageantes, et les réacteurs en fonctionnement, qui avaient atteint un niveau de production difficilement perfectible car souvent voisin de l'optimum, ne pouvaient plus tirer la demande vers le haut.

Le marché se trouvait ainsi largement équilibré par l'ensemble de l'offre disponible. Les prix restaient bas et ne permettaient ni nouveau développement minier significatif, ni relance de l'exploration. Ils mettaient même en péril la survie de quelques-unes des grandes mines subsistant dans le monde.

Hors quelques industriels historiques, personne ou presque ne s'intéressait à l'uranium. De fait, les seules ressources qui suscitaient de l'intérêt étaient celles à faible coût, en phase avec les prix du marché ; pour schématiser, celles des catégories "inférieures à 40 \$/kg U ou 15 \$/lb U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>" de la classification **OCDE-AIEA** (figure 2).

## Le marché réclame une relance de la production

Les stocks commerciaux excédentaires sont désormais proches de zéro. Ceux de matières militaires réputés mobilisables sont, eux aussi, bien connus et ont une date de fin qui se rapproche (2013 pour la plus grosse part). Les flux de recyclage demeurent limités pour des raisons qui tiennent tant à des choix politiques passés qu'à l'impact d'un marché de l'uranium jusqu'alors peu motivant. Finalement, l'offre

primaire issue des mines, qui s'était vue réduite à la portion congrue, est désormais privée de marge de manœuvre significative pour faire face à toute hausse de la demande.

Dans un contexte combinant croissance économique de pays émergents très peuplés comme la Chine et l'Inde, hausse du prix des combustibles **fossiles**, prise de conscience généralisée de la nécessité de prendre des mesures efficaces contre les rejets de **gaz à effet de serre**, un contexte à nouveau favorable au nucléaire se met en place. Dans le même temps, les stocks excédentaires n'apportant plus qu'un flux décroissant, il fallait relancer la production des mines.

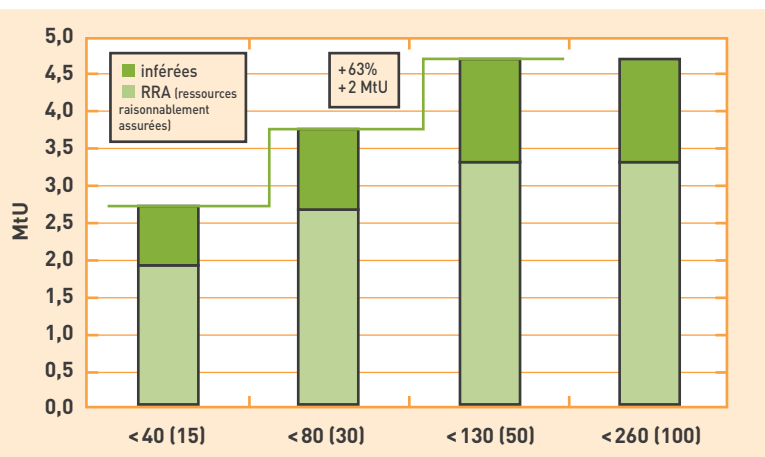
Compte tenu d'une insuffisance de l'offre, le déséquilibre résultant ne pouvait que se traduire par une hausse des prix. Un tel contexte se voyait exacerbé par l'arrivée de spéculateurs achetant de l'uranium pour tirer parti de la hausse de la matière première dont le prix augmentait le plus. Les électriciens consommateurs, inquiets de la tournure du marché, se lançaient dans une reconstitution de leurs stocks stratégiques. Quelques accidents miniers, comme l'envoiement du projet minier de Cigar Lake, au Canada, ont parachevé l'état de tension du marché. Pendant ce temps, la plupart des sites miniers dans le monde s'efforcent d'augmenter leur production. Ceci ne peut se faire instantanément car il faut à nouveau recruter et former du personnel, commander et réceptionner des équipements (et la concurrence fait rage pour toutes les matières premières et équipements) et préparer de nouveaux chantiers. Dans certains cas, cette volonté d'accélérer se traduit en fait par une baisse temporaire de production. Ailleurs, les quelques nouveaux projets de mines lancés ne suffisent à répondre à la demande.

Avec le temps, en quelques années, la production répondra au marché, mais dans l'intervalle, il faudra mobiliser des stocks que d'aucuns souhaiteraient conserver pour garantir leur sécurité d'approvisionnement ou spéculer.

La hausse des prix de marché n'a évidemment rien changé aux ressources en terre déjà connues, bien au contraire. D'abord, en dépit de certains commentaires, un gisement comme Cigar Lake et des homologues présentent une valeur à la tonne bien trop élevée pour que l'accident de la venue d'eau compromette durablement leur mise en production. Ce type de ressource demeure donc disponible. Ensuite, l'évolution des prix permet de considérer à nouveau toute la panoplie de catégories de coûts définies, et même au-delà (figure 2). Finalement, le fantastique engouement pour l'uranium a conduit à voir relancer les programmes d'exploration de la part des producteurs d'uranium, à faire renoncer aux projets de fermetures de mines coûteuses, sauvant ainsi d'un déclassement leurs ressources résiduelles en terre. Cette évolution a également motivé de nouveaux projets miniers conduisant à faire passer des ressources en réserves. En outre, on a vu apparaître dans le monde plus de 400 sociétés dites "juniors" dont l'objectif est de prospecter et/ou de produire de l'uranium.

Si le recul n'est pas encore suffisant pour voir des résultats importants de ces actions dans les statistiques, les informations provenant des divers acteurs apportent des nouvelles très positives quant à une hausse des ressources connues telles qu'elles apparaîtront dans les prochaines publications.

Figure 2.  
Ressources mondiales d'uranium identifiées par catégorie de coût.





Parc d'entreposage de conteneurs d'oxyde d'uranium appauvri ( $U_3O_8$ ) sur le site industriel de Bessines (Haute-Vienne).

### Une réponse décalée aux sollicitations du marché

La production mondiale d'uranium doit réussir à passer du niveau actuel d'un peu plus de 40 ktU par an à un niveau d'au moins 60 ktU/an à l'horizon 2015. Il n'y a pour ce faire aucun problème de ressources en terre et les projets identifiés ont la capacité de répondre à cet objectif et même au-delà, à condition de ne pas être trop retardés par les contraintes politiques et d'acceptation locale susceptibles d'interférer dans des processus réglementaires déjà passablement longs et complexes. La mine d'uranium, même si selon les pays elle ne relève pas toujours strictement de la réglementation nucléaire, est essentiellement perçue comme appartenant aux activités nucléaires. Cette perception induit des temps de réaction peu compatibles avec une prompt réponse aux sollicitations du marché. C'est principalement cette situation que traduit le pic de prix actuel.

### Quelles sont les ressources disponibles à long terme ?

L'histoire de l'évaluation des ressources mondiales d'uranium remonte aux années 1950, au texte fondateur *Atoms for Peace*, et s'est concrétisée peu après le démarrage en 1957 du premier réacteur électrogène commercial (Calder Hall au Royaume-Uni). Des évaluations ont été menées d'abord aux États-Unis, puis dans le cadre de ce qui était alors l'Agence européenne de l'énergie nucléaire de la future OCDE. Cette dernière a été à l'origine du *Livre rouge* dont la première version a été publiée en 1965 sous le titre *Évaluation des ressources mondiales d'uranium et de thorium*. Depuis cette époque, une mise à jour, publiée tous les deux ans, regroupe les informations fournies par une cinquantaine de pays au nombre desquels on trouve tous les producteurs significatifs d'uranium et les principaux pays détenteurs de ressources. À noter que ce *Livre rouge* ne publie que des "ressources" et non des "réserves". Le distinguo est d'importance pour les industriels, car seules les "réserves" correspondent à des quantités d'uranium dont la récupération profitable aux conditions économiques du moment a été démontrée par une étude de faisabilité. Ces chiffres de réserves sont englobés dans les "ressources" dont la définition est donc plus éloignée de la production industrielle pour des raisons variées.

Les données sur les "ressources" se subdivisent en diverses catégories par degrés de connaissance géologique et par catégorie de coût de récupération de l'uranium. Les appellations ont évolué au fil du temps, mais sans trop modifier les définitions sous-jacentes. Elles comportent des *ressources identifiées*, regroupement de ressources raisonnablement assurées (RRA, statistiquement proches des "réserves") et de *ressources "inférées"*, autrement dit les gisements découverts, étudiés et correctement évalués, ainsi que leurs prolongements immédiats.

Elles comportent aussi des ressources "*non découvertes*", catégorie un peu fourre-tout, dont l'appellation a été controversée et peu fréquemment mise à jour dans le passé récent. Pourtant, il s'agit bien pour l'essentiel de ressources non découvertes, dont l'évaluation faite principalement dans le cadre d'un programme international dénommé IUREP (*International Uranium Resources Evaluation Project*) lancé en 1976 par l'OCDE et l'AIEA, visait à fournir une évaluation du potentiel uranifère des diverses régions du monde "à dire d'expert" avec l'aide de modèles géologiques, voire de "système experts", c'est-à-dire sur la base des connaissances et raisonnements géologiques du moment. Le chiffre résultant ne comprenait pas celui des ressources dites "non conventionnelles" comme l'uranium des phosphates, de certains charbons, schistes noirs... L'objectif de catégorie de coût était de 130 \$/kg U, soit 50 \$/lb  $U_3O_8$  en monnaie de l'époque.

Sans entrer dans les détails pays par pays, il est intéressant d'observer (tableau) le total mondial agrégé

Tableau.  
Évaluation des ressources mondiales d'uranium au 1/01/2005  
(Source : *Livre Rouge*, publication OCDE-AEN-AIEA).

MtU	ressources conventionnelles				non conventionnelles
	identifiées		non découvertes		
US\$/kg U \$/lb $U_3O_8$	RRA	inférées	pronostiquées	spéculatives	
< 40 < 15	1,95	0,8	1,7	4,6	environ 15 à 25 coût non connu
40 - 80 15 - 30	0,7	0,36			
80 - 130 30 - 50	0,65	0,29	0,82		
> 130 > 50	?	?	?	2,9	
	3,3	1,45	2,52	7,5	
<b>total</b>	<b>4,75</b>	<b>14,4</b>	<b>10,0</b>		<b>15 - 25</b>

MtU : million de tonnes d'uranium  
1lb = 453 grammes

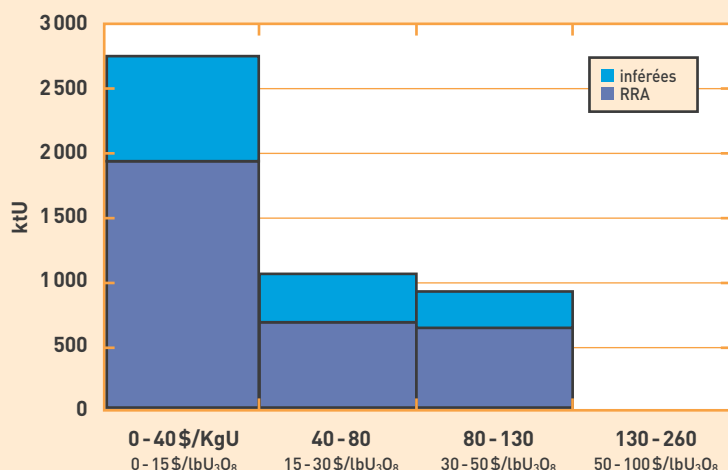
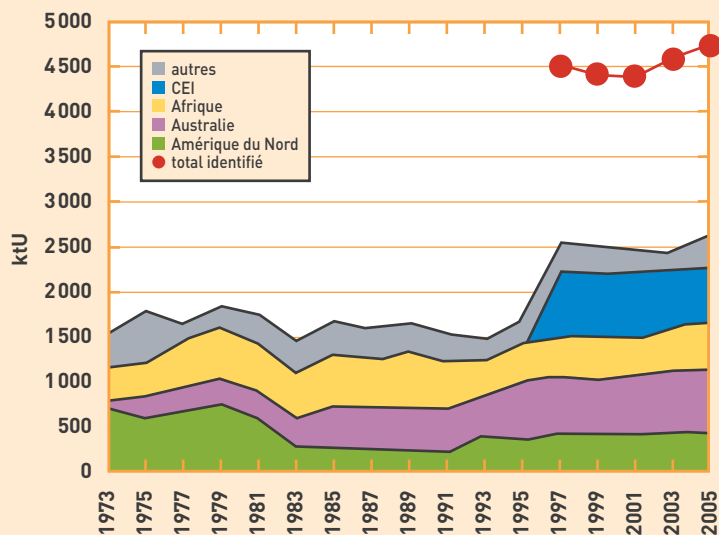


Figure 3. Ressources mondiales d'uranium identifiées, selon le coût d'accès.

qui donne, sous forme résumée, tous les chiffres fournis par pays et par catégorie de ressource. Le monde dispose aujourd'hui (en l'occurrence au 1<sup>er</sup> janvier 2005) d'un total de 4,75 MtU de ressources identifiées, assez pour alimenter un parc de réacteurs de la taille de l'actuel pendant plus de 70 ans. S'y ajoutent potentiellement 10 MtU de "ressources non découvertes", sans même mentionner des ressources non conventionnelles représentant des quantités très significatives.

Pour mieux comprendre la signification des chiffres ainsi publiés, il faut d'abord se souvenir qu'ils ne reflètent que les résultats des explorations et études passées, car il faut souvent plusieurs années avant que les chiffres, tels que fournis par les représentants des États participant à l'exercice, rendent compte des mises à jour par les sociétés minières au vu du changement des conditions de marché. Il faut aussi avoir à l'esprit que, du fait de la très faible activité d'exploration lors des vingt dernières années, la plupart des gisements identifiés ont été découverts dans les années 1970, et les ressources "élaguées" au vu de prix de marchés passés. Ceci conduit à un biais statistique très surprenant faisant qu'il y a plus de ressources à bon marché que de ressources chères (figure 3)!

Figure 4. Évolution des ressources en uranium dans le monde (ressources raisonnablement assurées [ $< 80$  \$/kg U] et total des ressources identifiées).



Par ailleurs, comme indiqué dans le tableau p. 19, les évaluations des ressources non découvertes datent des

années 1970 et, de toute manière, il n'existe pas de méthode fiable et crédible pour évaluer les "ressources ultimes" de la planète. Les quelques tentatives fantaisistes qui ont pu être publiées ne reposent sur rien de sérieux.

Enfin, on n'observe à ce jour aucun indice d'une raréfaction des ressources. En dépit d'une production cumulée d'environ 2,3 MtU à début 2005, et malgré de faibles efforts d'exploration, cette production a toujours été plus que compensée par l'ajout de nouvelles ressources au fil du temps (figure 4). On peut même ajouter que cette compensation en volume s'est accompagnée d'une baisse des coûts en monnaie constante. S'il n'est pas possible de préjuger de l'avenir, rien ne signale donc l'approche imminente d'un pic de l'uranium similaire à celui évoqué pour le pétrole.

### L'hypothèse d'un doublement de la puissance installée d'ici 2030

Les divers scénarios de parc nucléaire et les besoins d'approvisionnement en uranium qui en découlent couvrent une gamme assez large, même si l'on se limite aux organismes les plus reconnus. Il est très difficile de retenir un scénario en particulier. Au nombre des incertitudes, il faut mentionner la composition de la palette de réacteurs qui pourrait constituer le parc à une date donnée (entre **eau légère**, haute température à gaz, **neutrons rapides**, **eau lourde**...). Pour se limiter à une vision émanant de l'industrie nucléaire, considérons le scénario de la **World Nuclear Association (WNA)** publié en 2005 dans sa version haute (figure 5). Considéré comme trop ambitieux par certains, trop timoré par d'autres, ce scénario prend en compte un doublement d'ici 2030 de la puissance installée, qui passerait ainsi de 370 **GWe** à 740 **GWe**. Sur la base d'un parc essentiellement constitué de **réacteurs à eau légère** existants et progressivement renouvelés par des homologues de troisième génération auxquels s'ajoutent les nouveaux réacteurs du même type, les consommations d'uranium passeraient ainsi de 66 ktU/an à 159 ktU/an. Se plaçant dans un schéma simple, pour un travail de prospective un peu schématique, nous avons considéré que le parc nucléaire était stabilisé après 2030.

Afin de vérifier si l'approvisionnement et les ressources identifiées seront suffisants, trois questions doivent être examinées. La croissance des besoins pourra-t-elle être suivie par celle de la production? La consommation cumulée d'ici une date raisonnablement éloignée de la fin du scénario est-elle couverte par le total des ressources identifiées? À quel niveau se situe la consommation projetée pour le reste de durée de vie des réacteurs en service à laquelle s'ajoute la consommation à prévoir pour la vie entière des réacteurs mis en ligne d'ici la fin du scénario (quantités que l'on peut dénommer "uranium équivalent requis durée de vie" (UERddv) ou encore "uranium engagé")?

### Un objectif atteignable mais très ambitieux

Le passage d'une production annuelle de l'ordre de 40 ktU à quelque 150 ktU est certainement possible. Toutefois, on peut rappeler le maximum historique de 62 ktU atteint en 1986 et noter que les scénarios publiés pour le moment ne dépassent guère 80 ktU par an à l'horizon 2020. Il faut donc souligner que l'objectif est atteignable mais très ambitieux et nécessitera des efforts et des investissements considérables, et surtout une bonne planification pour identifier, développer, puis autori-



ser, financer et finalement démarrer ces projets afin de répondre à temps à la demande. L'inconnue centrale demeure celle de la durabilité d'un tel niveau de production, ce qui ramène à la question des ressources.

### Quelles implications sur les ressources ?

Selon les hypothèses ci-dessus, la consommation cumulée d'ici 2050 atteindrait 5,8 MtU (figure 6), notablement plus que le total des ressources aujourd'hui identifiées, soit environ 4,75 MtU. Pour illustrer le manque, il faudrait découvrir l'équivalent de sept Cigar Lake ou encore d'un Olympic Dam dans l'intervalle. Sans pouvoir avancer une probabilité, il semble que ce soit dans l'ordre du possible, notamment compte tenu du potentiel de ressources non découvertes.

Toutefois, si l'on se base sur l'approche "uranium équivalent requis durée de vie", l'ajout des nouveaux réacteurs du scénario implique en gros un doublement de la quantité précédemment évoquée (figure 6). Si la règle était de s'assurer de la disponibilité de ressources connues au fil de l'ajout des nouveaux réacteurs, ce ne sont plus 7 Cigar Lake qu'il faudrait trouver d'ici 2050, mais 47 d'ici 2030, soit près de 6 MtU. Nous sommes toujours dans l'enveloppe évaluée pour les ressources non découvertes, mais l'enjeu est d'une tout autre ampleur, s'agissant par exemple des dépenses d'exploration. Selon la rétrospective du *Livre rouge*, le coût de découverte a été en moyenne de 2 \$/kgU dans le passé. Sur cette base, découvrir 6 MtU nécessitera au moins 12 milliards de dollars, puisqu'il semble hautement improbable d'abaisser ce coût de découverte, mais au contraire quasi certain de le voir multiplier par un facteur impossible à établir, mais certainement compris entre 2 et le niveau de dépense unitaire du pays le plus prospecté qu'est la France.

### Estimer le potentiel de nouvelles découvertes

Faute d'études récentes de type de l'approche IUREP, il est difficile de se faire une idée de l'apport des connaissances accumulées pendant plus de trente ans dans le domaine de la géologie de l'uranium et des moyens d'investigation du sous-sol. Les remarques exposées plus haut sur le biais statistique évident concernant la connaissance des gisements, le fait que certains pays très riches en ressources identifiées, comme l'Australie ou le Niger, n'apportent pas d'évaluation de ressources spéculatives dans le total mondial et la relative difficulté à détecter les gisements d'uranium en profondeur, par comparaison avec la tranche de profondeur accessible aux méthodes minières, sont autant d'éléments susceptibles de faire pencher pour l'optimisme en matière de potentiel de nouvelles découvertes.

À l'inverse, il semble risqué de suivre ceux qui considèrent, souvent par méconnaissance du sujet, que la distribution de l'uranium des gisements aisément récupérables (selon un processus **hydrométallurgique** tel que pratiqué aujourd'hui) suit celle de l'uranium dans la croûte terrestre qui pourrait se distribuer selon un quasi-*continuum* statistique des teneurs. La notion de ressources non conventionnelles, souvent de surcroît associée à un passage à des ressources à basse teneur, n'a pas été créée par hasard. Elle est destinée à prendre en compte un changement de nature dans la répartition de l'uranium à l'échelle microscopique qui induit une modification radicale des méthodes de traitement du "minerai" et un saut significatif vers des coûts d'extraction très

nettement plus élevés. L'exemple des roches phosphatées en est une illustration, avec obligation d'une "digestion" complète du minerai, mais, il est vrai, dans le but de récupérer l'acide phosphorique pour l'industrie des engrais et pas nécessairement l'uranium. Dans le cas de cette filière "acide phosphorique", un flux d'uranium non conventionnel pourrait participer à la production mondiale d'uranium, mais ce flux reste dimensionné par la filière des engrais et ne semble pouvoir excéder quelques milliers de tonnes d'uranium par an. Pour d'autres ressources "non conventionnelles" à faible teneur, et sans coproduit, de nombreuses difficultés ne permettent pas d'en prédire un potentiel significatif.

### Pour une gestion économe des ressources en production

Avant d'évoquer diverses façons d'économiser l'uranium extrait au fil du cycle du combustible, il faut mentionner l'impact potentiellement très important du marché de l'uranium sur la bonne gestion de la ressource en terre. En effet, tous les mineurs le savent, mais c'est sans doute un fait insuffisamment connu, il n'existe schématiquement que deux catégories de roches dans une mine : le "minerai" et les "stériles". La dis-

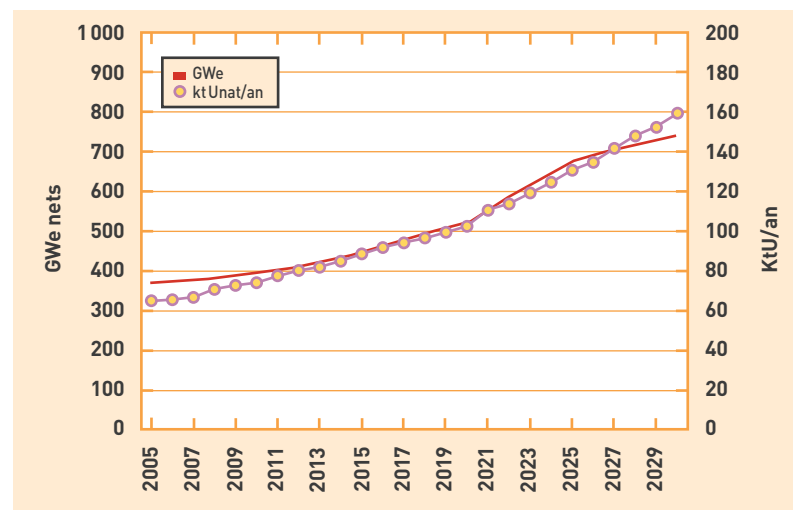


Figure 5. Scénario de puissance nucléaire installée dans le monde et consommation d'uranium (sans prise en compte de recyclage). Source : scénario haut WNA 2005.

inction entre les deux, dès lors que le mineur travaille dans "la tranche minière", est purement économique, basée, à un instant donné, sur le potentiel d'uranium par tonne à couvrir les coûts restant jusqu'à la commercialisation. Dès lors, on comprend bien que dans un marché déprimé, la teneur correspondant à la définition du minerai va baisser et conduire le mineur à délaisser des quantités parfois très significatives de roches uranifères qui seraient économiques en d'autres circonstances. Sachant que bien souvent, cet abandon est pratiquement irréversible pour des raisons techniques (stabilité des terrains) ou de coût pour y revenir, on comprend mieux l'intérêt d'avoir une évolution lente des prix au lieu de laisser la "commodité" fluctuer au gré de la volatilité d'un marché spéculatif. L'impact peut ici représenter jusqu'à plusieurs dizaines de pour-cent d'un "gisement".

### Le potentiel de gain apporté par les autres étapes du cycle

Dans le cycle du combustible, l'étape majeure déterminant surconsommation ou économie d'uranium, est l'**enrichissement isotopique**. Il s'agit d'un arbi-

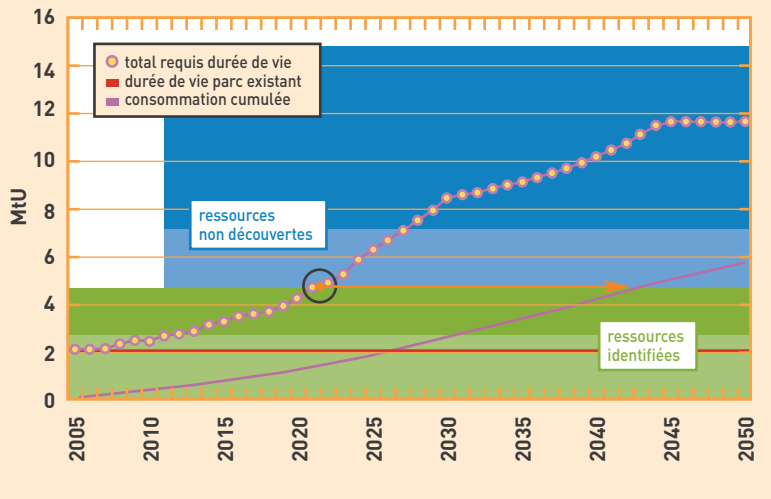


Figure 6. Ressources d'uranium et quantités nécessaires à l'alimentation des réacteurs (dérivé du scénario haut WNA 2005).

trage entre coût de l'uranium d'un côté, c'est-à-dire du marché de la "commodité", et coût du service d'enrichissement de l'autre, c'est-à-dire du marché d'un service industriel non dépendant de la nature comme peut l'être une ressource minière.

Une bonne anticipation de l'équilibre souhaité permet une meilleure gestion de l'uranium d'alimentation. L'impact est ici aussi très significatif, illustré par l'écart de presque 30 % entre une période de surconsommation (uranium très bon marché) induisant un rejet de 0,35 % d' $U^{235}$ , presque la moitié du contenu fissile de l'uranium naturel (0,71 %) dans le début des années 2000, et la tendance plus économe motivée par le prix actuel de l'uranium avec un rejet s'abaissant vers 0,20 %. Ceci dit, comme la conservation de l'uranium appauvri est la règle, il est possible de revenir exploiter le contenu fissile des rejets de l'enrichissement.

Le deuxième potentiel de gain offert par le cycle du combustible est celui lié au recyclage des matières fissiles contenues dans les combustibles usés. Des économies de l'ordre de 20 % de la consommation d'uranium naturel peuvent être réalisées en recyclant l'uranium ainsi récupéré, ainsi que le plutonium sous forme de combustible MOX.

### Quand faudra-t-il exploiter le potentiel de gain apporté par les RNR ?

Il existe une catégorie de réacteurs, à neutrons rapides (RNR), susceptible de multiplier par un facteur d'au moins cinquante la durée de vie des ressources d'uranium, en tirant bien mieux parti du potentiel de l'uranium naturel, et de surcroît permettant d'utiliser le stock historique d'uranium appauvri. La question centrale pour le nucléaire de fission est donc de déterminer à quel moment ce type de réacteurs doit faire l'objet d'un déploiement industriel.

On se souviendra que, dans la fin des années 1970, par crainte d'une pénurie d'uranium, la mise en service de ce type de réacteur avait été jugée indispen-

sable, conduisant jusqu'à la mise en service de diverses unités expérimentales et jusqu'à des prototypes de taille industrielle. Dans un contexte de besoins électriques mondiaux revenus à des taux de croissance à nouveau comparables à ceux des années 1970, auxquels s'ajoutent des besoins nouveaux pour des réacteurs de fission comme la production d'hydrogène, et faute encore de solutions adéquates hors de la fission, le retour aux "surgénérateurs" semble devoir être étudié activement.

### Un scénario maîtrisable au prix d'un effort d'exploration soutenu

La flotte de réacteurs existante aura donc besoin d'un peu plus de 2 MtU d'ici sa fin de vie, soit bien moins que les ressources connues pour la catégorie dite "raisonnablement assurée" qui s'apparente de fait actuellement aux "réserves" des mineurs. Cette flotte va progressivement disparaître d'ici 2040-2050. Elle sera non seulement remplacée par de nouveaux réacteurs, mais d'autres capacités s'y ajouteront. Tous ces nouveaux réacteurs auront une durée de vie de l'ordre de soixante ans qui se traduira par une consommation d'uranium qu'il conviendra de couvrir, au fur et à mesure, par des ressources connues.

Si l'on évalue les quantités nécessaires (figure 6), en ajoutant les nouveaux réacteurs selon un scénario certes assez volontariste mais plutôt modéré compte tenu des enjeux identifiés (sans toutefois prendre en compte le potentiel d'économies possibles évoqué plus haut), il faudra, dès 2015, recourir aux ressources dites "inférées" et, dès 2020, ajouter des ressources à la catégorie "identifiée" via de nouvelles découvertes.

Plus important, il faudra confirmer avant 2030 que les ressources spéculatives, évaluées essentiellement sur des bases théoriques, correspondent bien à de vrais gisements, susceptibles d'être versés dans la catégorie des ressources identifiées. Si cette opération, qui implique un effort d'exploration très soutenu, s'avère positive alors ce scénario est parfaitement maîtrisable jusqu'au milieu du siècle et ce pour la durée de vie des nouveaux réacteurs.

Si nous devons recourir à des scénarios notablement plus ambitieux ou s'il s'avérait difficile de confirmer les "ressources spéculatives", alors le recours aux réacteurs à neutrons rapides s'imposerait.

Dans un tel cadre, faire l'hypothèse d'une tension sur l'uranium vers le milieu du siècle ne relève donc pas du pessimisme, mais de la prudence. Se préparer à disposer d'une flotte de RNR vers 2040-2050 permettrait simplement d'acquiescer la certitude qu'une solution efficace et durable de lutte contre les rejets de gaz à effet de serre est à notre portée, d'autant que ces réacteurs auront aussi des atouts en matière de gestion des déchets de la filière électronucléaire de fission.

Le potentiel énergétique de ce nucléaire de fission, fondé sur les ressources d'uranium répertoriées à ce jour, est donc considérable, notamment si tous les moyens permettant d'en tirer pleinement parti sont mis en œuvre. Le potentiel de découverte restant prolonge encore cette perspective.

> Georges Capus  
Directeur Marketing Amont du Cycle  
Areva NC

#### Références :

- Uranium 2005 : Resources, Production and Demand – OECD 200; NEA N° 6098
- The Global Nuclear Fuel Market – Supply and Demand 2005-2030; World Nuclear Association 2005

## Les éléments d'un système nucléaire

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

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

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

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

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

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

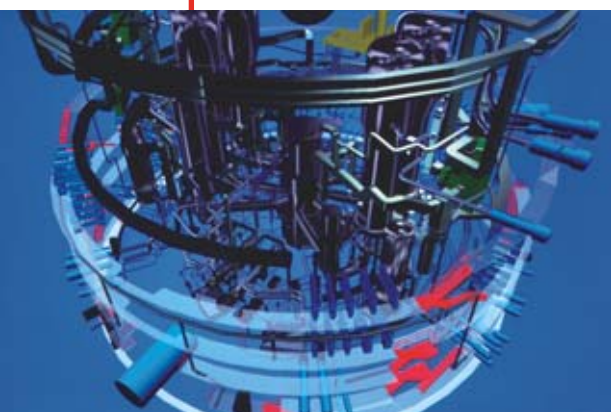
tent de réguler la population des neutrons et, par là même, en influant sur sa **réactivité**, de maintenir la puissance du réacteur au niveau désiré, voire d'arrêter la réaction en chaîne. Les barres, ensemble de tiges solidaires mobiles (appelées **grappes**) sont introduites plus ou moins profondément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

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

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

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

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



Areva NP

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

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

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

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

# Filières, générations et spectres neutroniques

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

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

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

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

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



M. Brigauf / EDF Médiathèque

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

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

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

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

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



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

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

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

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

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

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

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

# Cycles thermodynamiques et conversion d'énergie

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

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

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

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

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

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

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

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

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

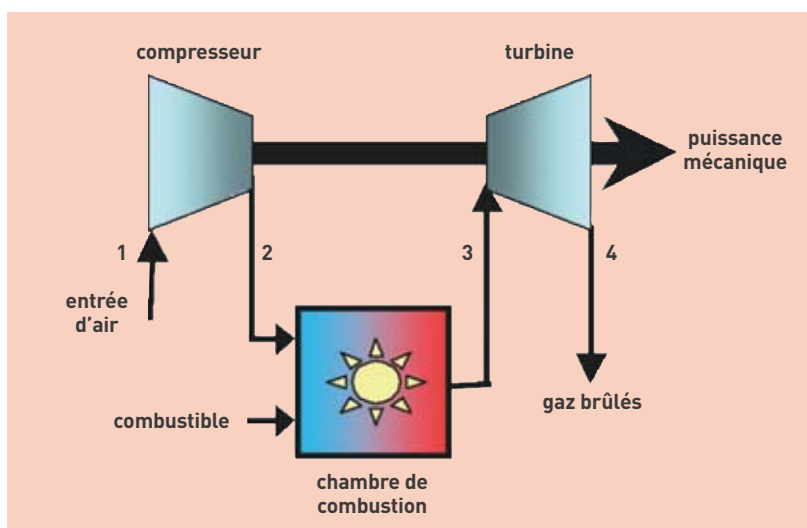


Figure. Cycle de Brayton utilisé pour une turbine à gaz à cycle ouvert.

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

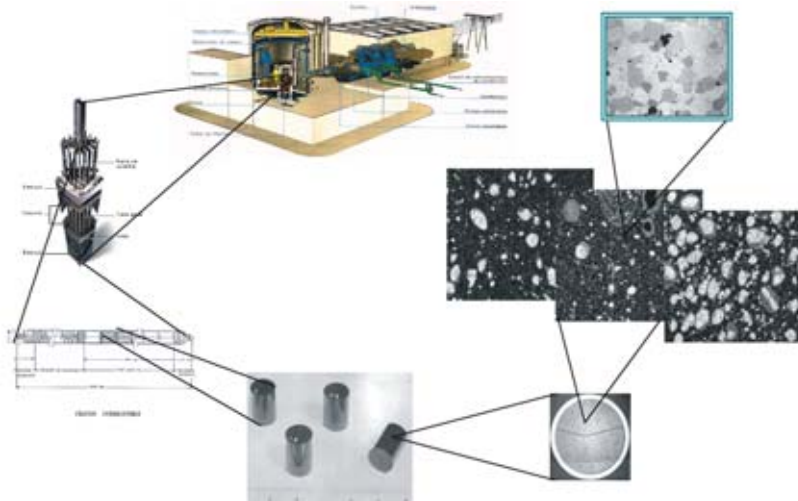


Figure.  
L'amélioration de la fiabilité et de la rentabilité du combustible nucléaire nécessite une modélisation fine dudit **combustible** (ici du **MOX**). Les caractéristiques microstructurales (porosité, taille et répartition des **amas**, taille de **grain**...) ont un impact direct sur le comportement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

# Les grandes familles de matériaux nucléaires

Les conditions spécifiques imputables aux rayonnements régnant dans les réacteurs nucléaires imposent d'avoir recours à des matériaux présentant des propriétés particulières qui peuvent être classés en deux grandes catégories : les **matériaux de gainage et de structure** d'une part, et les **matériaux combustibles** d'autre part. Pour les uns comme pour les autres, les six concepts de systèmes de quatrième génération retenus par le **Forum international GEN IV** exigent le plus souvent de privilégier des formules innovantes (tableau p.71). Les propriétés de résistance à la température, à la pression, à la fatigue, à la chaleur, à la corrosion, souvent sous contrainte, que doivent présenter d'une manière générale les matériaux impliqués dans tout *process* industriel doivent, dans le domaine nucléaire, être pour l'essentiel maintenues malgré les effets de l'irradiation, imputables en particulier au flux de **neutrons**. L'irradiation accélère ou amplifie en effet des phénomènes comme le **fluage** (**fluage d'irradiation**) ou en crée d'autres comme le **gonflement** ou la **croissance**, qui désigne une déformation **anisotrope** obtenue sous flux de neutrons en l'absence de toute autre sollicitation. Les matériaux de structure sont notamment soumis au phénomène d'**activation** par bombardement par les neutrons ou d'autres particules (**photons, électrons**). Ceux qui entrent dans la structure des combustibles (les **assemblages**, les **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<sup>(1)</sup>, ces changements sont liés à l'évolution des **défauts ponctuels** que cette irradiation produit et aux **atomes** étran-

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

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

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

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

## Les structures cristallines

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

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

- la **structure cubique à faces centrées** (nickel, aluminium, cuivre, fer haute température).
- la **structure hexagonale** (celle du zirconium ou du titane).

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

## Les familles d'aciers

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

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

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





Areva NP

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

Les oxydes pourraient être remplacés par des **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.

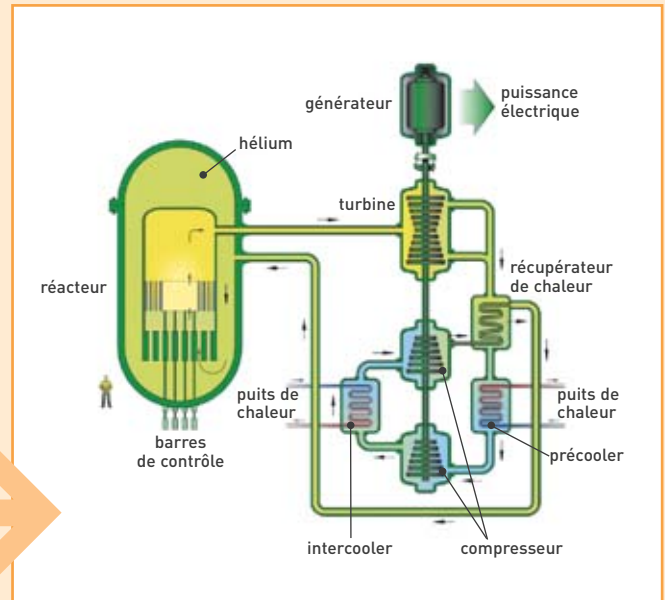
## Les six concepts sélectionnés par le Forum GEN IV

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

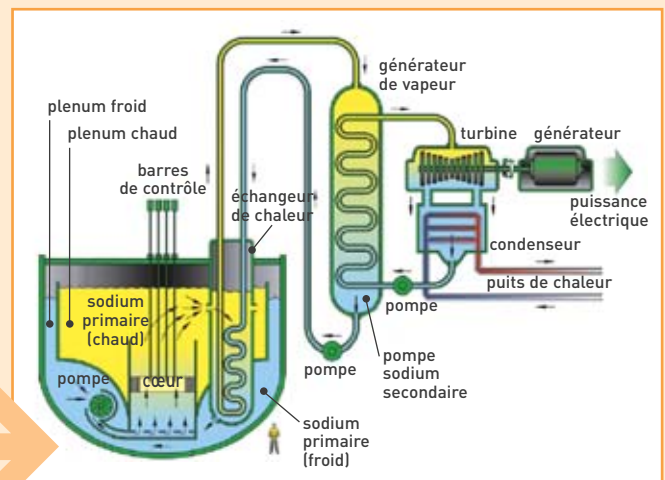
Le **GFR** (*Gas Fast Reactor*, en français **RNR-G**) est un **réacteur à haute température** (RHT) refroidi au gaz, généralement à l'hélium, à **neutrons rapides**, permettant le **recyclage homogène** ou **hétérogène** des **actinides** tout en conservant un gain de **régénération** supérieur à 1. 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<sup>(1)</sup>, PBMR<sup>(2)</sup> et VHTR.

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



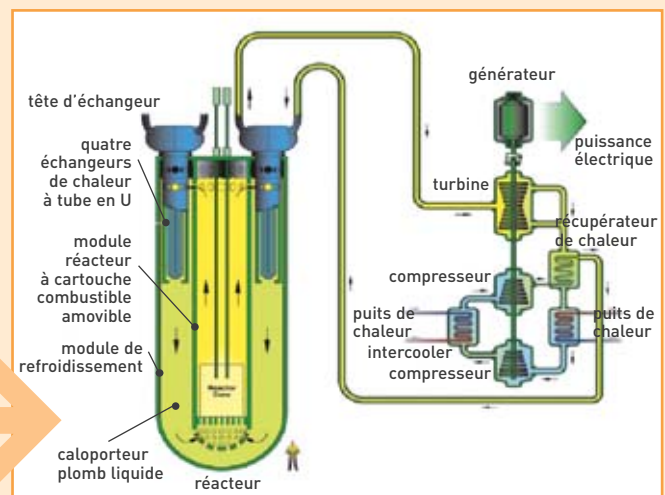
### Le SFR

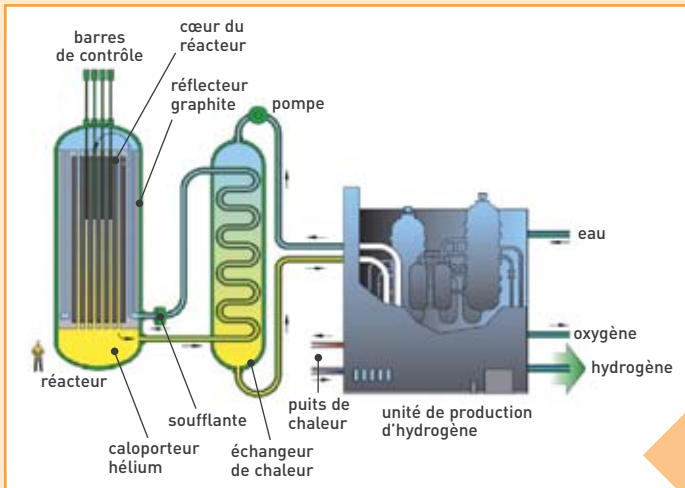
Le **SFR** (*Sodium Fast reactor*, en français **RNR-Na**) est un réacteur refroidi au **sodium** liquide, à neutrons rapides associé à un **cycle fermé** permettant le recyclage de l'ensemble des actinides et la régénération du plutonium. Du fait de la régénération de la matière **fissile**, ce type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



### Le LFR

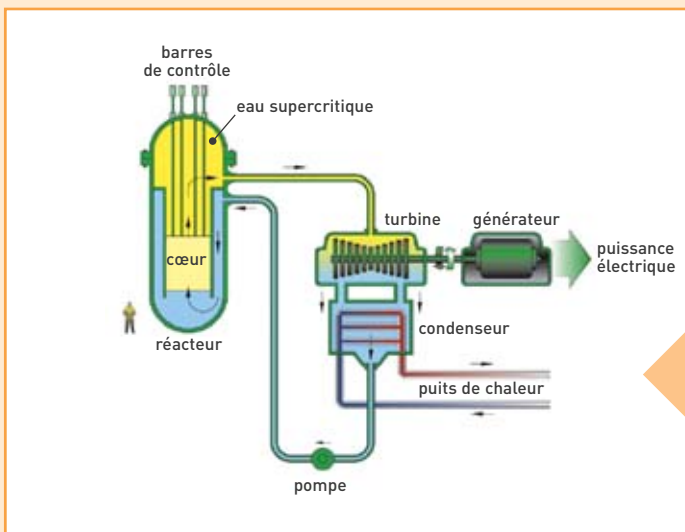
Le **LFR** (*Lead Fast Reactor*, en français **RNR-Pb**) est un réacteur refroidi au plomb (ou alliage au plomb-plomb-bismuth), à neutrons rapides associé à un cycle fermé du combustible permettant une utilisation optimale de l'**uranium**. Plusieurs systèmes de référence ont été sélectionnés. Les puissances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





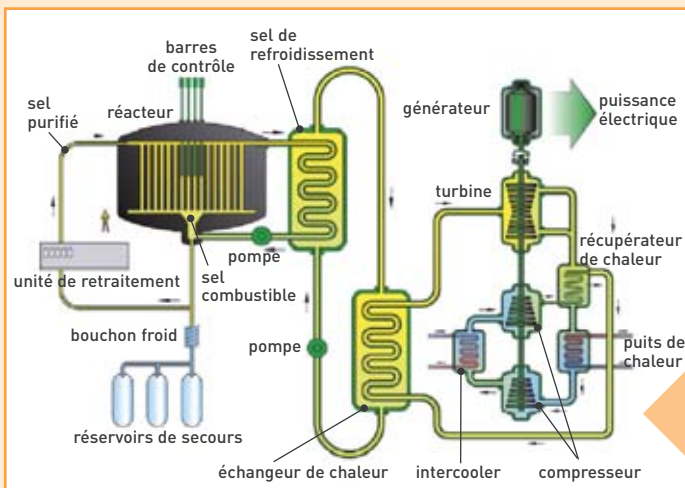
## Le VHTR

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



## Le SCWR

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



## Le MSR

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