

# Les réacteurs nucléaires du futur

**MICHEL LUNG**

**Dans un premier temps, nous aborderons les nombreuses raisons pour lesquelles l'énergie nucléaire sera amenée à devenir l'une des principales sources d'énergie du XXI<sup>e</sup> siècle pour la génération d'électricité, mais aussi pour d'autres applications. Et après avoir donné un bref aperçu de la situation actuelle, nous décrirons quels pourraient être les réacteurs nucléaires du futur, à échéances de vingt ans, cinquante ans et au-delà. Ces réacteurs devront respecter toute une série de critères – techniques, économiques et écologiques – permettant d'assurer un essor de cette forme d'énergie.**

*Michel Lung, diplômé en Génie Nucléaire et membre de l'AEPN, (Association des Ecologistes Pour le Nucléaire), a été directeur à SGN-Ingénierie, groupe Cogema.*

## 1. Introduction

L'énergie nucléaire est appelée à jouer un rôle majeur au cours du XXI<sup>e</sup> siècle.

Un regard objectif sur les besoins croissants en énergie de notre planète montre que ces besoins ne pourront pas être couverts par les énergies renouvelables seules et que l'énergie nucléaire sera amenée à remplacer progressivement les énergies fossiles plus polluantes, qu'il serait par ailleurs judicieux de conserver pour des applications de synthèse plus nobles que la simple transformation en gaz carbonique par combustion. Nous rappellerons des éléments qui militent en faveur d'un développement harmonieux de l'énergie nucléaire dans les années qui viennent :

- La demande en énergie, principalement en énergie électrique, va augmenter car la population mondiale va croître, même si l'on s'accorde à ce qu'elle plafonne autour de 8 milliards d'habitants d'ici 2050 (elle en est à 6 milliards).

- Les pays en développement, notamment la Chine, l'Inde et l'Indonésie, atteignent le seuil où toute une classe de la population aspire aux standards énergétiques et aux conditions de vie que nous connaissons. Ces pays très peuplés vont consommer progressivement davantage d'électricité (Inde : environ 500 kWh par habitant, France : environ 7 000 kWh). Ils vont donc s'équiper aussi rapidement que possible en centrales électriques, comme la Chine aujourd'hui.

- La production de pétrole et de gaz est proche aujourd'hui de son

maximum et les réserves s'épuisent lentement. Vers 2010-2020, on va commencer à sentir plus sérieusement ce phénomène d'érosion.

- L'émission de gaz à effet de serre par la combustion des combustibles fossiles, notamment le charbon, est un facteur de pollution dont tous les Etats tiennent compte désormais.

- L'énergie nucléaire bien construite, bien exploitée et bien entretenue, s'avère à la fois le moyen le plus sûr et le plus propre capable de générer de grandes quantités d'électricité. La crainte du public pour le nucléaire est en passe de disparaître devant les résultats obtenus. Quand on y regarde de plus près, il s'avère que le problème des déchets nucléaires est mineur comparé à celui des déchets industriels. Les problèmes de prolifération sont correctement maîtrisés pour les applications civiles.

- Les énergies dites renouvelables sont de deux types : l'hydraulique, dont on connaît les limites (sites et infrastructures, problèmes d'environnement), et les énergies nouvelles, essentiellement le solaire et le vent. Ces sources d'énergie sont considérables et à ne pas dédaigner, surtout dans les pays en développement, mais leur caractère diffus et passablement aléatoire ne peut suffire à un pays aux besoins massifs.

- L'énergie de fusion et certaines énergies du futur (« fusion froide », énergie gravitaire ou « du vide », etc.) ne seront pas à notre portée avant des décennies.

Pour toutes ces raisons l'énergie nucléaire, déjà bien développée, sera amenée à devenir l'une des principales sources d'énergie du XXI<sup>e</sup> siècle pour la génération d'électricité, mais

aussi pour d'autres applications.

D'ores et déjà il est significatif de constater que l'accroissement du nombre de gigawatts installés dans le monde passe par les centrales nucléaires devant les centrales à gaz en cogénération.

Nous considérerons trois futurs, sans aller trop loin dans le temps :

- Les vingt années qui viennent.
- Les prochaines cinquante années.
- Un peu plus loin.

## 2. La situation actuelle

Le **tableau 1** nous montre qu'environ 450 tranches nucléaires fournissent à peu près 17 % de l'électricité consommée dans le monde, et 6 à 7 % comptés en énergie primaire. Ces 450 tranches évitent, par an, le rejet de presque 3 milliards de tonnes de CO<sub>2</sub>, une quantité importante de SO<sub>2</sub> (pluies acides) et de NOX (ozone, effets sur la santé) par rapport à des centrales à charbon, un peu moins pour le gaz.

L'énergie nucléaire est une technologie récente si l'on pense que le premier réacteur civil fut mis en service en 1956. Et pourtant, les grandes centrales pressurisées de Chooz (1 500 MW) n'ont que bien peu de points communs avec les premiers réacteurs graphite-gaz de Calder Hall (50 MW), toujours en service. Une comparaison avec le développement des moteurs d'avion ou avec celui des centrales traditionnelles montre que si nous continuons à nous appliquer dans ce secteur, nous sommes à la veille

de sauts technologiques dans le nucléaire. Nous n'en voulons pour preuve le fait que dans les centrales à eau légère actuelles, moins de 1 % de l'énergie primaire contenue dans l'uranium naturel extrait du sol est exploité. Ces réacteurs cependant fournissent d'énormes quantités d'électricité de façon satisfaisante, même si les rendements thermodynamiques sont encore assez modestes (33-34 %).

On doit faire mieux, et l'on *peut* faire mieux sur le chemin du *développement durable* qui doit laisser des ressources à nos successeurs, même s'il suffit de faibles quantités d'uranium pour alimenter un gros réacteur de 1 000 MW (20-25 T d'uranium par an légèrement enrichi provenant de 120 T d'uranium naturel), à comparer aux tonnages gigantesques de fuel ou de charbon nécessaires à une centrale fossile de même taille plus polluante (l'équivalent de deux trains de charbon par jour). Notre sol contient en moyenne 0,3 % d'uranium et, contrairement au gaz, au pétrole et au charbon, le prix de la matière première intervient peu dans le prix du kilowattheure. On pourrait, à la limite, extraire l'uranium de l'eau de mer, qui en contient quelques parties par million, sans pour autant grever inconsiderément le prix du kilowattheure nucléaire.

Très bien, dira-t-on, mais comment se fait-il que tous les pays de l'OCDE sauf la Corée, ne construisent plus de réacteurs, ceux-ci se construisant en Chine, en Inde, en Russie et dans certains pays de l'Est ? Les réponses sont de plusieurs ordres car les facteurs en jeu diffèrent plus ou

moins selon le pays, ses ressources énergétiques, ses traditions et son degré d'équipement.

- Nombre de pays avancés se sont équipés relativement récemment avec des surcapacités et cherchent à amortir ces équipements avant d'en installer de nouveaux surtout dans le climat de compétition actuel.

- Le phénomène « gaz » : les nouvelles centrales à gaz sont moins polluantes que celles au charbon. Elles sont relativement bon marché, rapidement utilisables et offrent de bons rendements thermiques grâce au système des turbines à gaz-vapeur combinées (55-60 %).

- Les coûts d'investissements du nucléaire et les temps d'amortissement sont souvent dissuasifs alors que l'on vise la rentabilité immédiate dans des marchés compétitifs où le marché de l'électricité est libéralisé. L'énergie nucléaire nécessite de nombreuses autorisations administratives et un investissement important dans la formation des personnels exploitants.

- Les producteurs hésitent à se lancer pour le moment dans le nucléaire à cause de facteurs subjectifs d'une mauvaise acceptation par un public mal informé et influencé par des médias qui rejouent chaque année la tragédie de Tchernobyl. « La dangerosité des déchets nucléaires pour les générations futures sans solution pour s'en débarrasser, le danger des transports de produits radioactifs, l'extrême toxicité du plutonium à nulle autre comparable, le danger des faibles doses et des retombées de Tchernobyl, le risque d'un nouveau Tchernobyl, etc. » sont autant de poncifs que les médias

**Tableau 1. La situation électronucléaire actuelle  
Le parc nucléaire 2000**

Type de réacteur	PWR-VVER	BWR	HWR	GGR	RBMK	FBR	TOTAL
En exploitation	258	92	40	34	16	4	444
Puissance MWe	221 541	79 009	21 381	11 738	13 000	1 066	387 169
En construction	15	10	17	0	1	5	48
Puissance MWe							40 212
Production élec. TWh							2 574

répètent à l'envi sans vérification et que des groupes antinucléaires organisés ont réussi à accréditer comme vérité première. Or rien n'est plus faux, mais il faudra de nombreuses années pour informer correctement le public et le faire changer d'avis. Le **tableau 2** illustre bien, dans le cas si controversé des déchets nucléaires, le mythe et la réalité.

Voilà les limitations majeures de l'énergie nucléaire actuelle dont les exploitants n'ont pas toujours su bien expliquer les mérites, les gouvernants la soutenir, les médias la comprendre, face à des critiques simplistes et fréquemment mensongères.

En revanche, le nucléaire existant donne satisfaction et l'on songe à prolonger la vie des centrales de trente à quarante ans, voire à soixante ans : le kilowattheure nucléaire est imbattable une fois les investissements amortis.

D'ailleurs, on voit poindre un renouveau dans des pays comme les Etats-Unis, le Japon, la Finlande, l'Afrique du Sud. Cette vague réaliste balayera d'ici quelques années des préventions infondées. De plus, si l'effet des pollutions industrielles se précise, l'énergie nucléaire à laquelle revient la palme des plus faibles « coûts externes » pour la société, déterminés en particulier dans l'importante étude *ExternE* de la Commission européenne (1998), gagnera un supplément d'intérêt. Si, par exemple, on taxait les énergies

à base de combustibles fossiles à raison de 30 euros la tonne de CO<sub>2</sub> rejeté, comme il en a été question, on voit que l'énergie fossile n'est plus compétitive, même pour des coûts de charbon, de pétrole ou de gaz gratuits !

Les critères de progrès sont les suivants :

- Améliorer les rendements matière pour mieux participer au développement durable.

- Rechercher les économies d'investissement et d'exploitation pour rendre l'énergie nucléaire plus attractive pour les investisseurs.

- Améliorer la résistance aux incidents et à toute forme d'agressions extérieures.

- Informer correctement le public sur les mérites de l'énergie nucléaire.

Nous allons rapidement évaluer les facteurs influençant ces différents critères et les solutions pratiques pour les rendre encore plus attractifs dans l'avenir.

### 3. Vers l'amélioration des critères facilitant l'essor de l'énergie nucléaire

Bien que l'amélioration du taux d'utilisation de la matière première soit un facteur déterminant de l'économie du cycle nucléaire,

c'est aujourd'hui plutôt une donnée stratégique vu la faible influence du coût de l'uranium dans le prix du kilowattheure et le faible coût de cette matière première. Au prix actuel du pétrole à 20 euros le baril, l'uranium naturel devrait coûter environ 2 000 euros le kilo, soit cent fois son prix aujourd'hui : voilà de quoi faire réfléchir des banquiers !

Nous traiterons donc séparément « développement durable » et « économies ».

#### a) Améliorer les taux de combustion et l'économie générale de la matière fissile pour un développement durable.

Plusieurs méthodes sont possibles et peuvent d'ailleurs être combinées.

- Considérons d'abord les *réacteurs existants*, ou ceux qui en découlent directement comme l'EPR (European Pressurized Reactor) dans le prolongement des réacteurs à « eau légère » actuels, qui constituent la grande majorité du parc nucléaire installé dans le monde. Il s'agit d'abord d'augmenter le taux de combustion ou *burn-up*, grâce à une meilleure tenue du combustible dans le réacteur, une meilleure tenue des gaines (nouveaux gainages en AFA 3G ou en Alliance M5) et un taux d'enrichissement plus élevé (par exemple voisin de 5 % Uranium 235 par rapport aux 3-4 % actuels) pour permettre un meilleur épuisement. C'est ainsi qu'en France on prévoit

**Tableau 2. Coûts d'investissement (OCDE, 1998)**

	Coût d'investissement dollars/kW	Durée de construction (années)	Taille MWe	Remarques
NUCLEAIRE EAU LEGERE tiple, externes bas.	2 100-3 100	6 - 8	600-1 750	Pas de CO <sub>2</sub> , faible impact du coût du combustible, coûts
CHARBON RECENT	1 300-2 500	3 - 5	400-1 000	CO <sub>2</sub> , poussières, cendres, transports pondéreux, coûts externes élevés.
GAZ CYCLE COMBINE  total	450-900	1,5-3	250-750	Grosse influence du coût du gaz Coût transport : 70 % du
EOLIEN	900-1 900	0,5	20 - 100	Puissance délivr. imprévisible

### Tableau 3. Les déchets toxiques : cas de l'Europe

• **Nucléaire, cumul 1995-2020 :**

(Réf. Communauté Européenne, COM, 1988, 799)

Moyenne activité à vie courte	~530 000 m <sup>3</sup>
Moyenne activité à vie longue	~230 000 m <sup>3</sup>
Haute activité à vie longue	~14 000 m <sup>3</sup>
<b>TOTAL</b>	<b>~774 000 m<sup>3</sup>/25 ans</b>

• **Autres déchets industriels toxiques, cumul 25 ans :** ~100 000 000 m<sup>3</sup>

de passer à 50 gigawattjours/tonne d'uranium métal et, vers 2010, à 70 GWj/T, c'est-à-dire le double de ce que l'on savait faire il y a vingt ans. Le combustible neuf, étant plus enrichi, est plus réactif et l'on doit en tenir compte dans l'organisation du cœur du réacteur et des barres de contrôle. On va également mieux recycler le plutonium formé dans les réacteurs et séparé par le retraitement. Ce recyclage en MOX (oxyde mixte UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub>) permet d'atteindre des performances voisines de celles des combustibles à UO<sub>2</sub> seul en jouant sur le taux de PuO<sub>2</sub> mélangé à UO<sub>2</sub> appauvri en isotope 235 venant de l'enrichissement, dont on a de grandes quantités qui seraient autrement inutilisables.

D'où le triple intérêt du MOX : d'abord, recyclage et « brûlage » du plutonium transformé en énergie, ensuite, utilisation de l'uranium appauvri à la place d'uranium enrichi, le plutonium remplaçant l'Uranium 235, et enfin, par là, extension de l'utilisation de l'uranium naturel.

On espère aussi d'ici quelques années atteindre pour le MOX des taux d'irradiation voisins de ceux de l'UO<sub>2</sub>. On voit dans le cas du MOX, l'intérêt du retraitement-recyclage. Les études économiques récentes montrent que l'utilisation du MOX ne grève pas le coût du kilowattheure (OCDE), si l'on dispose des installations adéquates de retraitement et de fabrication de combustible mixte, comme en France ou en Grande-Bretagne. Le CEA travaille sur des schémas particuliers de recyclage du plutonium très élaborés avec des types d'éléments combustibles mixtes UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub> et des chargements

de cœur de réacteur affinés (schémas MIX).

• Pour les *réacteurs à haute température* actuellement étudiés, dont des précurseurs ont fonctionné dans les années 70-80, le type de combustible (microbilles de combustible noyées dans une matrice graphite) permet d'espérer atteindre des taux de combustion dix fois supérieurs à ce que l'on obtient aujourd'hui, tout en brûlant aussi du plutonium à la place d'Uranium 235 si nécessaire. On utilisera alors quelques pour-cent de l'énergie potentielle emmagasinée dans l'uranium ayant servi à fabriquer le combustible, au lieu du 1 % actuel. La température du fluide caloporteur voisine de 1 000 °C permet également d'obtenir de bons rendements thermodynamiques en utilisant des turbines à gaz : on aura peut-être ainsi gagné un facteur 10 sur le taux d'utilisation de l'uranium par rapport à ce que l'on fait aujourd'hui. Tout ceci est fondamental : on peut le comparer au rendement des premières automobiles qui consommaient 30 l d'essence aux 100 km, là où elles n'en consomment aujourd'hui que 5 l pour la même puissance, avec un meilleur confort et une meilleure sécurité.

• Cependant, on est encore loin du compte et c'est avec les *réacteurs convertisseurs* ou, encore mieux, les *surgénérateurs* dont Phénix et Superphénix sont des prototypes, que l'on peut transformer en principe – grâce aux neutrons rapides non ralentis dans le cœur du réacteur et à la génération de plutonium à partir d'uranium naturel ou même appauvri, dans une zone contiguë dite « couverture » – tout l'uranium naturel en énergie grâce à sa trans-

formation progressive en plutonium que l'on brûle à son tour, et ainsi de suite. L'étape enrichissement en Uranium 235 n'est pas nécessaire. De plus, ce type de réacteur présente l'avantage de « brûler » une bonne quantité de « déchets » à vie longue (baptisés « actinides mineurs ») en les transformant également en énergie.

On voit donc que le chemin du « développement durable » à base d'uranium est tout tracé ; des prototypes ont fonctionné et nous permettent d'affirmer que des solutions industrielles pourront voir le jour d'ici quelques années (entre cinq et vingt-cinq ans selon le type de réacteur).

On comprend aussi pourquoi les antinucléaires se sont acharnés en priorité sur Superphénix, lequel a été abandonné par des esprits faibles à des enjeux électoralistes.

Les réacteurs actuels, dont nous sommes satisfaits et assez fiers, feront avec ces nouveaux réacteurs l'effet de nos trains à vapeur à côté du TGV ! Nous avons résumé les éléments de la discussion dans le **tableau 3**.

#### b) **Encore faut-il que le système nucléaire soit attractif sur le plan économique.**

Or, on l'a vu, les investissements de départ sont lourds, l'amortissement est long, le système est « spécial » et risque de rebuter les investisseurs à première vue. Remarquons toutefois qu'une centrale à charbon moderne, aux rejets minima, coûte presque aussi cher qu'une centrale nucléaire de même puissance. Rappelons que dans un pays équipé en nucléaire comme la France, et cela devient le cas aux Etats-Unis, le kilowattheure nucléaire coûte déjà moins cher que le kilowattheure produit par tout autre moyen. Le **tableau 4** donne quelques comparaisons de divers types d'énergie.

• *Le fait de mieux brûler le combustible uranium est source d'économies.* Les réacteurs moxés et les surgénérateurs font l'économie de l'enrichissement, étape coûteuse du cycle du combustible. Un *combustible « long »* qui permet à un réacteur de rester en marche deux ans ou davantage sans arrêt est source d'économie. On jouera ensuite sur la *fiabilité* de la machine qui nécessite moins de maintenance et

évite les arrêts intempestifs. La *standardisation* permet de tirer les coûts d'investissement, d'exploitation, de maintenance et de démantèlement. Elle permet de réduire le temps de construction à trois ans, certains disent même moins. Les réacteurs plus modernes produisent de *moins en moins de déchets* au kilowattheure fourni, notamment les réacteurs « secs » refroidis au gaz et les réacteurs refroidis aux métaux liquides de type Superphénix, encore une source d'économie dont les effets seront démultipliés avec des réacteurs plus avancés.

La recherche de plus hautes températures, notamment avec les réacteurs dits justement à haute température, ou avec les réacteurs refroidis par des métaux liquides, ou à sels fondus, fera aussi *grimper les rendements thermodynamiques*, source d'économies.

• *Le retraitement-recyclage et la fabrication ou refabrication* du combustible peuvent être à usage simplifié et automatisé. C'est ainsi que l'on compte d'ores et déjà, pour les réacteurs actuels EDF, sur une réduction de 35 % du coût du cycle du combustible d'ici dix ans. Ceci est rendu possible par la fiabilité des usines de retraitement et l'expérience des opérateurs.

Dans ce domaine, il faut savoir que la neutronique des réacteurs, notamment à neutrons rapides, s'accommode fort bien d'une purification « grossière » du combustible usé en vue de son recyclage : il faut seulement débarrasser le combustible de ses poisons neutroniques qui accaparent inconsidérément des neutrons nécessaires pour entretenir la réaction en chaîne. Qui plus est, les réacteurs à neutrons rapides présentent l'avantage, non seulement de transformer en énergie tous les isotopes de l'uranium mais aussi, dans une forte mesure, ceux du plutonium et ces actinides mineurs « à vie longue » (neptunium, américium, curium) qui sont visés dans les déchets nucléaires car ils sont en majorité responsables de leur radiotoxicité à long terme.

Il en ressort que dans un contexte de génération d'énergie comprenant des réacteurs à neutrons rapides, on a intérêt à *laisser les actinides mineurs, en particulier l'américium, avec le plutonium, pour les brûler au même titre que le plutonium, et*

## Tableau 4. Améliorer les rendements pour un développement durable

• Un PWR de 1 450 MW du type Chooz N4, exploité pendant quarante ans, produira :

7 000 T d'uranium appauvri (~0,25 % U-235)

1 000 T d'uranium retraité (~1 % U-235)

11 tonnes de plutonium (données CEA).

• Un **réacteur rapide**, à partir de ces matériaux, pourra produire la même puissance pendant huit mille ans et consommera une partie des déchets à vie longue.

• Un **réacteur à haute température** utilisera la matière première mieux qu'un PWR à cause du haut taux de combustion possible, mais moins qu'un réacteur rapide

• Il n'y a pas de développement durable de l'énergie nucléaire sans recyclage des matières *sans recyclage des matières* par le retraitement

*ainsi s'en débarrasser.* Ces réactions neutroniques en neutrons rapides et à haut flux créent aussi *des transmutations en éléments à vie plus courte* dans ces actinides.

On voit ainsi se dessiner à terme un type de cycle du combustible où l'étape d'enrichissement est remplacée par l'emploi du plutonium et où le retraitement-recyclage est une *opération simplifiée*, consistant surtout à recycler ce qui va pouvoir resservir – uranium, plutonium et actinides mineurs – en éliminant les poisons neutroniques, essentiellement des produits de fission dont la majorité est à vie beaucoup plus courte que celle des actinides, et en réduisant la radiotoxicité de plusieurs ordres de grandeur.

Comme rien n'est parfait, le fait de recycler plutonium et actinides mineurs entraîne dans le combustible à recycler une plus grande radioactivité : la *refabrication du combustible devra se faire sous protection et à distance* pour s'affranchir du risque d'irradiation, d'où une contrainte certaine qui existe déjà en grande partie aujourd'hui pour la fabrication des combustibles MOX contenant du plutonium, comme cela se fait dans les ateliers Melox de Marcoule. On peut donc compter simplifier le retraitement-recyclage, qui reste indispensable pour tout développement durable, au prix d'une refabrication plus sophistiquée des

combustibles recyclés, technique déjà maîtrisée, dont l'automatisation est source d'économies.

En résumé, on fera globalement des économies d'enrichissement et de retraitement et l'on simplifiera la radiotoxicité des déchets nucléaires à vie longue et le coût associé à leur stockage.

Une remarque au sujet du « retraitement poussé » très à la mode qui permettrait, par une suite d'opérations successives avec des réactifs appropriés, de séparer certains actinides mineurs et certains des produits de fission à vie longue. Ces éléments, une fois séparés, pourraient être transmutés « sur mesure » dans des réacteurs appropriés ou dans le flux d'accélérateurs puissants. Cette vision paraît théorique car ces retraitements seront très complexes, incomplets, coûteux et générateurs d'effluents. Ceux qui ont manipulé l'américium ou le curium connaissent les difficultés pratiques liées à ces éléments de haute radioactivité. Que le retraitement soit à la fois simplifié et perfectionné en fonction de la recherche et de l'expérience est, et sera, un progrès considérable. Mais qu'il soit compliqué ne nous paraît pas un facteur d'avancement industriel de l'énergie nucléaire, ni globalement, de la radioprotection.

• *L'allongement de la vie des centrales* permet encore de grandes

économies, surtout lorsque ces dernières sont amorties mais aussi pour étaler les amortissements. L'expérience montre que l'on peut compter sur des vies actives de quarante ans, peut-être soixante, plutôt que les trente d'origine, un peu comme c'est le cas de nombreuses centrales à combustibles fossiles. L'autorité américaine de sûreté nucléaire NRC a déjà donné son accord dans ce sens à un certain nombre de réacteurs américains, au vu de leur état et de leurs conditions d'entretien.

Enfin, la raréfaction à terme des combustibles fossiles et les problèmes d'environnement vont faire que les grandes sociétés pétrolières vont s'intéresser davantage à l'énergie nucléaire ; les efforts de R&D et de formation des jeunes feront que *le nucléaire sera davantage « banalisé »* par rapport à ce qu'il est aujourd'hui. Finalement, le public, matraqué par une propagande antinucléaire que l'auteur de ces lignes estime être le fruit de politiques étrangères ciblées bien plus que celui de groupes dits « écologistes », comprendra mieux les enjeux et sera d'accord pour ouvrir de nouveaux horizons à une énergie nucléaire majeure.

#### **c) Eviter la prolifération et l'utilisation sauvage à des fins terroristes.**

Il y a deux manières, que l'on peut combiner, pour éviter une prolifération sauvage.

La première est institutionnelle, grâce notamment à l'Agence de Vienne (AIEA) secondée dans les pays de l'Union européenne par les inspections Euratom. Toutes les matières fissiles sont comptabilisées, en particulier dans les installations du cycle du combustible, notamment le retraitement et la fabrication de combustibles où le risque de diversion est plus élevé. L'Agence dispose de nouveaux pouvoirs d'inspection et de systèmes perfectionnés de détection dans le cas où des soupçons existent. L'expérience montre toutefois les limitations de tels contrôles, surtout si la politique internationale hésite à intervenir par des actions policières à partir de doutes émis par l'Agence.

L'autre méthode, qui est appelée à se développer, est d'interdire ou de rendre très difficiles des actes de détournement de matière fissile par des méthodes physiques : par exemple en laissant U + Pu mélangés puisque

les combustibles sont appelés à être des MOX et, mieux encore, en laissant dans ce mélange suffisamment de radioéléments qui permettent de suivre les échantillons à la trace ou même qui en interdisent la manipulation à mains nues, tout en n'ayant pas d'incidence sur le rendement du réacteur lui-même, comme on vient de le dire plus haut. Ces avancées supposent des méthodes spéciales de retraitement, au demeurant maîtrisées, et une fabrication des éléments combustibles à distance à cause de l'irradiation, ce qui est plus compliqué et plus coûteux mais plus dissuasif.

A noter que les Etats qui ont cherché à se doter clandestinement d'armes atomiques l'ont fait sans exception dans de petites installations dédiées assez différentes des installations industrielles « classiques ».

Si le cycle thorium est mis en œuvre à côté du cycle uranium, la présence des descendants radioactifs des traces d'uranium 232 présent dans ce cycle rendront le combustible traçable, car fortement radioactif.

#### **d) Renforcer la sûreté des nouveaux réacteurs.**

Les réacteurs dérivés des machines existantes dits « évolutifs », type EPR, auront comme on le verra, des caractéristiques de sûreté renforcées pour les agressions externes et les incidents intrinsèques : protection contre les chutes d'avions, circuits vitaux redondants et isolés, réceptacle à curium en cas de fusion traversante du cœur, des systèmes robustes et « pardonnants », des interfaces homme-machine bien étudiés, etc.

Les « nouveaux » réacteurs incorporeront un certain nombre de systèmes dits « passifs » qui ont tendance à se stabiliser ou s'arrêter en cas de départ d'incident ou de fausse manœuvre.

Les réacteurs à haute température refroidis à l'hélium présentent de bonnes caractéristiques de sûreté : le manque de refroidissement ne crée pas de choc thermique irréversible et le réacteur peut « s'éteindre » de lui-même. L'absence d'eau évite la production intempestive d'hydrogène, et l'hélium ne s'activant presque pas contribue à la sûreté radiologique et à la facilité d'intervention.

## **4. Les réacteurs du futur proche**

Ayant ainsi survolé l'état des lieux, les limitations actuelles et les caractéristiques générales souhaitables pour des réacteurs du futur, voyons ce que nous pouvons faire, ce que nous souhaitons faire et ce que l'avenir plus lointain semble devoir nous réserver.

#### **a) Les « réacteurs avancés » dérivés des technologies actuelles.**

L'expérience des réacteurs actuels, notamment à eau légère, laisse une certaine marge pour des améliorations :

- amélioration de la sûreté intrinsèque ou des systèmes y concourant, des systèmes de détection, de contrôle-commande notamment ;
- amélioration de la réponse aux agressions externes et terroristes (séismes, impacts, chutes d'avions, etc.) ;
- amélioration de la standardisation pour la construction, l'exploitation, la maintenance et le démantèlement ;
- amélioration de la fiabilité des organes et du combustible pour atteindre de bons taux d'exploitation ;
- augmentation des taux de combustion ;
- utilisation accrue de MOX, diminution des rejets ;
- optimisation de la taille pour répondre de la manière la plus économique aux besoins.

C'est ainsi que l'on a une panoplie de réacteurs à eau légère, baptisés *évolutionnaires* si leur modèle est l'évolution d'un modèle existant, par exemple l'EPR (European Pressurized Reactor), évolution du type français N4 et du type allemand Konvoy, ou des réacteurs incluant des *nouveautés en matière, principalement, d'éléments de sûreté passive*, par exemple le modèle AP 600 de Westinghouse, plus petit et dont plusieurs caractéristiques de sûreté sont en caractéristiques fondées sur la sûreté intrinsèque de systèmes sans intervention humaine. Cette sûreté intrinsèque représente une avancée par rapport à la sûreté traditionnelle des PWR à la réactivité négative, donc déjà « passive » mais où l'on recourt à des protections actives dans des

conditions limites. Notre analyse est que les réacteurs industriels à « sûreté passive » auront du mal à être 100 % « failsafe », sûrs dans tous les cas de figure sans aucune intervention extérieure et à être en même temps compétitifs.

Dans ces catégories de nombreux projets ont vu le jour, dont certains sont déjà en exploitation, d'autres sont constructibles sur commande, d'autres sont à l'état de projet détaillé.

Citons, par exemple, en ce qui concerne les réacteurs évolutionnaires en exploitation l'ABWR de GE et sociétés japonaises (1 350 MW), installé au Japon, et ceux en projet : l'EPR franco-allemand (1 500 MW), pressurisé ; l'APWR de Westinghouse (1 500 MW), pressurisé ; le CE 80+, de Combustion Engineering (1 350 MW), pressurisé ; le BWR 90+ d'ABB Atom (1 350 MW), bouillant.

En ce qui concerne les réacteurs en projet incorporant des éléments de sûreté « passifs », mentionnons : l'AP 600 de Westinghouse (600 MW), pressurisé ; le SPWR de Japco (1 350 MW), bouillant ; l'EPP de Westinghouse (1 000 MW), pressurisé ; l'AES 92 russe (1 050 MW), pressurisé ; l'ESBWR de GE (1 390 MW), bouillant ; le SWR 1000 de Siemens (1 000 MW), bouillant.

On constatera l'intérêt des constructeurs pour ces modèles plus évolués. Il est à craindre malheureusement que certains ne verront jamais le jour.

Ces machines représentent une avancée par rapport à leurs aînées, comme un modèle récent d'automobile ou d'avion par rapport aux modèles précédents. On peut s'attendre à des progrès substantiels sur tous les paramètres. On reste toutefois dans la ligne des modèles imaginés il y a trente ou quarante ans. L'intérêt, c'est que ces types sont en principe sans surprise et immédiatement constructibles. A titre d'exemple, les schémas joints donnent quelques caractéristiques de l'EPR et du SWR 1000 qui vont dans le sens indiqué.

**b) Les technologies nouvelles : les réacteurs à haute température (HTR).**

Nous entrons là dans un domaine assez nouveau où le combustible n'est pas sous la forme de bâtons gainés mais de microbilles noyées dans une matrice en graphite. Ce

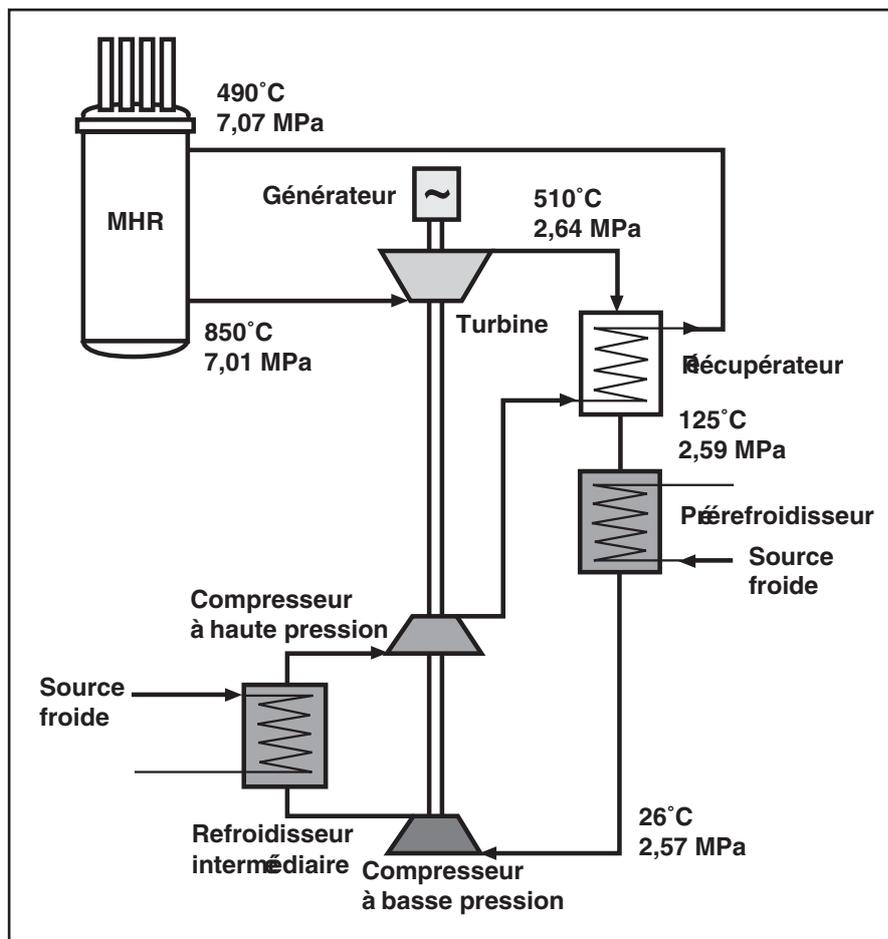


Schéma de principe d'un HTR (cycle de Brayton).

combustible révolutionnaire a été imaginé dans les années 60 aux Etats-Unis pour des prototypes de réacteurs d'avion qui n'ont pas abouti. La miniparticule d'UO<sub>2</sub> enrichi ou MOX UO<sub>2</sub>-PuO<sub>2</sub> ou de carbure ou de nitrure, soigneusement enrobée de pellicules de graphite et de carbure de silicium étanche, présente la propriété de pouvoir atteindre des températures de 2 000 à 2 500 °C sans encombre, et de garder dans sa masse les produits de fission qui ne migreront pas à l'extérieur.

Les microbilles sont noyées dans du graphite amorphe qui joue le rôle de modérateur, l'ensemble étant baptisé « compact ». Les compacts peuvent être des empilements de briques hexagonales percées de trous pour faire circuler l'hélium réfrigérant sous moyenne pression (environ 50 bars), ou des sphères de graphite de diamètre d'environ 60 mm autour desquelles circule cet hélium. Il s'agit de réacteurs à neutrons thermiques.

Bien que l'hélium soit relativ-

ement bon caloporteur, il ne rivalise cependant pas avec l'eau, ce qui conduit à des cœurs assez gros mais robustes, à relativement faible dégagement thermique unitaire, et donc des réacteurs assez massifs pour des puissances de 100 à 500 MWe. Il faut souligner que l'hélium, gaz inerte, ne s'active quasiment pas sous l'effet des neutrons, ce qui simplifie la maintenance, et que ce type de réacteur « sec » ne crée que très peu d'effluents et de déchets secondaires.

La puissance spécifique modeste et la tenue du combustible à la température ne nécessitent pas de refroidissement supplémentaire à l'arrêt et confèrent à ce type de réacteur une grande inertie et une grande sûreté intrinsèque, car les gaz chauds sortent vers 850-1 000 °C, alors que le combustible peut tenir à de bien plus hautes températures. Le système est donc particulièrement « pardonnant ». Si l'uranium est suffisamment enrichi (par exemple 20 % U-235), ce type de réacteur

peut en principe fonctionner plusieurs années sans rechargement et atteindre des taux de combustion très honnêtes (peut-être 5 % de la puissance potentielle de l'uranium naturel initial).

La haute température du gaz de sortie permet d'installer des turbines à gaz, d'obtenir de bons rendements et sans doute de procéder en « cogénération » à des synthèses chimiques ou à la production d'hydrogène par craquage.

Le combustible peut être de l' $UO_2$ , mais aussi du MOX, permettant de brûler ainsi le plutonium civil ou militaire et les stocks d'uranium appauvri présents dans les pays nucléaires.

Des prototypes ont déjà fonctionné dans les années 70-80 aux Etats-Unis (Peach Bottom, Fort St Vrain), en Allemagne (AVR, HTTR, des réacteurs à boulets) et dans la Communauté européenne (réacteur Dragon). Les résultats en général ont été excellents même si des avaries mécaniques avaient poussé à la fermeture des gros prototypes de 300 MWe aux Etats-Unis et en Allemagne. Il est vrai que les réacteurs à eau légère se sont imposés et ont accaparé le marché pendant plusieurs décennies.

Toutefois, l'évolution des techniques, notamment en matière de métaux, de paliers secs à gaz et matériaux réfractaires (turbines), remettent les réacteurs à haute température à l'honneur. La firme General Atomics, qui s'était spécialisée dans les HTR, alliée à un consortium japonais-français-russe, travaille au projet détaillé d'un HTR « tout hélium » de 300 MWe, baptisé GTMHR (Gas Turbine Modular High Temperature Reactor). Ce réacteur, aux « éléments » combustibles compacts prismatiques, fonctionne selon le cycle de Brayton où l'hélium chaud se détend dans une turbine à gaz couplée à un compresseur qui recomprime l'hélium et le renvoie dans le cœur du réacteur. Ce type de réacteur pourrait être techniquement construit dès qu'une commande et une autorisation seront données.

L'Afrique du Sud travaille avec l'Angleterre (BNFL) et d'autres partenaires sur un projet de réacteur à boulets de 100 MWe – le PBMR – dont l'Allemagne s'était faite la championne dans les années 70-80. La construction a démarré et la

Chine exploite déjà un tel petit réacteur à boulets de 10 MWth. Le Japon exploite aussi un HTR prototype de 30 MWth utilisant des compacts prismatiques.

On peut penser que ce type de réacteur à haute température correspond aujourd'hui aux aspirations de plus grande sûreté intrinsèque, meilleurs rendements, plus grande simplicité et faible quantité de déchets, tout en pouvant utiliser les hautes températures pour des synthèses chimiques, et qu'il va être appelé à des développements majeurs. La fabrication des éléments combustibles à  $UO_2$  ou  $UO_2$ - $PuO_2$  doit, de surcroît, pouvoir se prêter à une bonne automatisation, ce qui rejoint les remarques faites plus haut sur le cycle du combustible.

Un des inconvénients réside dans le fait que les « compacts » usés sont difficilement retraitables par les méthodes actuelles à cause du graphite et de l'enveloppe en carbure de silicium. Le broyage-grillage de ces éléments usés permettant le retraitement est une opération bien délicate vu les activités en présence. Dans un premier temps, compte tenu du fait que l'on utiliserait le combustible environ dix fois mieux par rapport à ce qui se fait aujourd'hui, on peut stocker les éléments combustibles usés pendant des années et il est probable qu'au bout du compte, on trouvera un système élégant pour recycler les matériaux fissiles.

L'expérience passée sur des appareils prototypes similaires dans les années 80, mais qui ne bénéficiaient pas alors des qualités de métaux réfractaires que nous connaissons aujourd'hui, permettent de fonder des espoirs tout particuliers sur ce modèle de réacteur. Il serait souhaitable qu'un prototype soit construit sans tarder en Europe et que l'on mette au point une fabrication automatisée et économique des « compacts ». Pour des puissances importantes, on songe à installer plusieurs réacteurs en série.

On peut penser que le HTR est un modèle exportable dans des pays désertiques pour production simultanée de courant et d'eau douce, ou même des pays en voie de développement, au réseau encore peu développé, moyennant une surveillance sur place et par satellite, à cause de sa capacité à fonctionner longtemps sans recharge, sorte de

« boîte noire » nucléaire très sûre et robuste, non proliférante, au combustible particulièrement réfractaire au retraitement et à la diversion.

### **c) Les réacteurs à neutrons rapides (RNR) ou réacteurs rapides, clef du développement durable.**

Un réacteur « rapide » est un réacteur dans lequel les neutrons ne sont pas ou peu ralentis ou « thermalisés ». Bien que la probabilité de fissions, c'est-à-dire de réactions en chaîne, diminue légèrement pour l'isotope U-235, elle augmente pour le plutonium 239, mais aussi pour l'isotope majeur U-238 ainsi que pour les « actinides mineurs » issus de la réaction nucléaire, tels que neptunium, plutonium autre que Pu-239, américium, curium, etc. Si les neutrons de fuite, excédentaires, sont ralentis dans une enveloppe du cœur, on peut, sous certaines conditions, les capturer dans de l'uranium 238 qui se transforme en plutonium. C'est ainsi qu'un réacteur rapide, alimenté en plutonium 239 dans le cœur actif du réacteur, fabriquera du plutonium 239 dans l'enveloppe à partir de l'uranium 238 ou de l'uranium appauvri que l'on y aura placé et ceci, si on le désire, en quantités légèrement supérieures à celles du plutonium brûlé dans le cœur, d'où le nom de surgénérateur. On peut donc ainsi « brûler » théoriquement *tout* l'uranium extrait des mines, c'est-à-dire *cent fois plus théoriquement* qu'avec un réacteur à eau légère. Cela veut dire que l'on peut faire durer l'uranium de façon considérable, un peu comme si avec un plein d'essence une automobile routière, au lieu de faire 400 ou 500 km, pouvait faire le tour de la Terre !

Ce champion du développement durable peut donc se régénérer à partir du plutonium formé dans l'enveloppe, ce qui s'obtient par retraitement. Ainsi, recyclage et surgénérateur vont de pair.

On aura compris que le réacteur rapide peut à volonté, d'une part, soit brûler le plutonium soit en produire en léger excès et, d'autre part, convertir en combustible des isotopes de l'uranium, du plutonium, des actinides mineurs qui ne peuvent pas « brûler » dans un réacteur à neutrons thermiques, comme ceux qui fonctionnent aujourd'hui. Ce « mange-tout » est très sobre puis-

qu'il se contente de 2 T d'uranium naturel ou appauvri par gigawatt-électrique et par an.

Jusqu'à présent, la physique des neutrons rapides conduit à des cœurs de réacteur très denses, et la meilleure façon d'en extraire l'énergie est de recourir à des métaux liquides qui sont d'excellents vecteurs de chaleur. L'un des meilleurs est le sodium, transparent aux neutrons, qui s'active très peu sous le flux neutronique. Le sodium possède toutes les qualités physiques et neutroniques requises : il est liquide à partir de 98 °C et bout vers 880 °C à pression atmosphérique, ce qui laisse une grande marge de sécurité avant d'atteindre l'ébullition qui crée des vides dans le sodium et rendrait le réacteur plus réactif. Par précaution supplémentaire, la quantité de sodium dans laquelle baigne le cœur est importante pour donner encore plus d'inertie.

Néanmoins, le sodium chaud s'enflamme à l'air avec de courtes flammes et réagit violemment au contact de l'eau, avec dégagement d'hydrogène (risque d'explosion). De plus, on ne peut voir à travers le sodium liquide comme à travers l'eau. Il faut utiliser des ultrasons pour « voir » à travers le sodium, d'où une maintenance assez compliquée sous gaz neutre, au-dessus de 100 °C si l'on est sous sodium, pour le garder liquide, et un risque de feu ou d'explosion en cas de fuites de sodium, ce qui nécessite des précautions particulières et augmente le coût du réacteur.

En revanche, éléments très positifs pour la sûreté, le cœur du réacteur fonctionne *sans pression*, la production de déchets est très faible, les causes d'irradiation du personnel très limitées, la conduite du réacteur est très souple et les précautions à prendre lors de l'arrêt du réacteur sont plus simples que pour un réacteur à eau. En cas de manque de refroidissement, le réacteur a beaucoup plus d'inertie que son homologue à eau.

On pourrait utiliser d'autres métaux liquides moins réactifs que le sodium, préconisés en Russie : le plomb fondu ou l'eutectique plomb-bismuth, liquide à plus basse température de fusion que le plomb. Toutefois, ces solutions utilisant des métaux lourds ont plusieurs défauts : le point de fusion élevé du plomb

(vers 300 °C) ; pris en masse, le remettre en fusion est une opération hasardeuse ; leur poids spécifique ne facilite pas leur circulation dans le réacteur ; certains produits d'irradiation aux neutrons sont dangereux (par exemple, le polonium issu du bismuth) ; les métaux lourds sont des toxiques ; ces métaux, à chaud, ont une tendance à « transporter » certains métaux de structure par dissolution ; enfin, ces métaux à 500-800 °C ont vraisemblablement au contact de l'eau des réactions peu différentes de celles du sodium.

*On sait construire et exploiter des réacteurs rapides refroidis au sodium* (par exemple, Phénix, Superphénix avant son arrêt calamiteux en 1997, BN 600 exploité en Russie, Joyo au Japon, etc.). *L'Autorité de sûreté française estime que la sûreté de tels réacteurs est équivalente, bien que fondée sur des critères différents, à celle des réacteurs à eau légère.*

Si l'on souhaite s'affranchir des métaux liquides, peut-être plus pour des raisons économiques afin d'avoir des appareils moins sophistiqués et de maintenance plus aisée, on pourrait avoir recours à des *réacteurs rapides refroidis au gaz*, en l'occurrence l'hélium. Cependant, tout comme pour les réacteurs à haute température, ces derniers seront plus volumineux à puissance égale, ce qui limitera leur puissance unitaire, d'autant plus que l'hélium devra être sous pression pour la thermodynamique. Le flux neutronique dans le cœur sera moindre, d'où moindre capacité à transmuter les déchets à vie longue même si la capacité à mieux les brûler demeure.

On entrevoit ainsi l'intérêt à développer différentes familles de réacteurs à haute température dont le spectre neutronique serait de plus en plus « durci », c'est-à-dire d'où le graphite, ralentisseur des neutrons, serait peu à peu exclu, mais dont le combustible serait très réfractaire. Ce genre d'appareil, peut-être plus robuste et moins coûteux que le réacteur rapide refroidi au sodium, nécessite encore de longues mises au point. On imagine là des horizons nouveaux à explorer.

La clef du développement durable en matière d'énergie nucléaire comme pour le reste de l'industrie, passe par le recyclage, en l'occurrence celui du combustible usé non brûlé. Dans le cas d'un réacteur rapide à

gaz avec un combustible composé de microbilles, ce combustible en microbilles est excellent, si bon qu'il est très difficilement recyclable par les techniques de retraitement « conventionnelles » utilisées communément (*cf.* à La Hague). Il faut donc parallèlement réfléchir à des formes de recyclage faisant appel à des techniques autres que par dissolution en voie aqueuse, dont certaines ont fait l'objet de recherches de laboratoire mais n'ont pas été validées industriellement, en particulier pour ce genre de combustibles (par exemple, traitement par la voie de fluorures).

*On voit de ce qui précède l'énorme potentiel des réacteurs à neutrons rapides* ou tout au moins, peu ralentis (neutrons dits épithermiques), pour l'utilisation optimale de nos ressources, pour la commodité de leur alimentation (ce sont des « mange-tout ») et leur souplesse de fonctionnement, leur capacité à transmuter et brûler les actinides mineurs à vie longue qui empoisonnent les déchets nucléaires.

On évalue entre autres des stratégies énergétiques où le parc actuel de réacteurs à eau légère serait complété par un certain nombre de réacteurs rapides chargés de brûler le plutonium et les actinides mineurs formés dans le parc actuel.

L'arrêt intempestif de Superphénix au moment même où ce prototype industriel avait surmonté ses difficultés de mise au point constitue de ce fait une bévue majeure qui a fait un tort considérable à notre pays, lequel était en tête sur le plan international. C'est maintenant la Russie et le Japon qui sont devant, suivis par l'Inde et la Chine qui poursuivent des projets concrets, car leurs immenses besoins énergétiques à long terme ne pourront être satisfaits qu'avec des surgénérateurs. On omet souvent de dire que le prototype Superphénix, supporté jusqu'à la fin par un consortium franco-italien-allemand-Benelux, a donné toute satisfaction l'année 1996, après de nombreuses mises au point, avant son arrêt définitif par le gouvernement français (1997), qu'il a fonctionné en tout pendant 53 mois, a subi des arrêts pour réparations pendant 25 mois mais a été tenu à l'arrêt 54 mois pour des raisons « administratives » sous des pressions adverses de tous ordres.

Les grandes sociétés électriques

européennes se sont toujours intéressées à ce type de réacteur rapide, malgré son coût d'investissement plus élevé que celui des réacteurs à eau légère de même puissance. Ce surcoût est compensé par des économies sur le cycle du combustible (pas d'enrichissement, peu de combustible frais, peu de déchets, etc.) et par ses bons rendements thermodynamiques de l'ordre de 45 %.

Un Groupement d'étude international s'est constitué pour dresser les plans de l'EFR, (European Fast Reactor), similaire à Superphénix mais incorporant des simplifications et des améliorations de détail, tout en maintenant la sûreté, de manière à améliorer l'économie du système et réduire les coûts qui devraient conduire à un prix du kilowattheure du même ordre que celui des autres réacteurs du parc. Ces plans existent et l'EFR pourrait être construit rapidement si l'environnement général y était plus favorable.

On pourrait même se poser la question de savoir si, au lieu de démonter Superphénix sans autre forme de procès, il ne serait pas possible de l'adapter pour préfigurer l'EFR, dont les caractéristiques du cœur sont très voisines. Voilà une question à poser aux spécialistes. On pourrait ainsi regagner quelque temps, quelque argent, quelque expérience si malheureusement gaspillés.

D'autre part, l'avenir nous dira si la filière rapide-gaz démarquée du concept HTR a de l'avenir. Ceci paraît probable mais de nombreuses étapes doivent être franchies avant d'arriver à des solutions industrielles et sûres, notamment en matière de « compacts » peu ralentis, donc sans graphite, et d'un type de recyclage plus simple et mieux adapté que celui de la voie aqueuse universellement utilisée aujourd'hui. De nombreux calculs et essais seront nécessaires avant d'aboutir, donc l'horizon est vraisemblablement à quelques dizaines d'années.

## 5. Réacteurs avancés de l'avenir

Nous entrons là dans des perspectives à plus long terme, pour des appareils nécessitant de longues mises au point, davantage pour des raisons

de matériaux que pour des raisons de physique et de neutronique.

### a) Les réacteurs assistés par accélérateur ou ADS (Accelerator-Driven Systems).

L'idée n'est pas nouvelle (Lewis, 1961) et est reprise périodiquement (Furukawa, 1988 ; Bowman, 1990 ; Rubbia, 1993) pour les raisons suivantes :

- *Sûreté* : un réacteur légèrement sous critique doit « s'éteindre » lorsque le faisceau extérieur de neutrons de spallation créés par des noyaux lourds accélérés, est coupé. Nous pensons toutefois que ce réacteur devra, par précaution, être muni des éléments de sûreté des autres réacteurs critiques. Or l'économie du système nous paraît peu favorable car l'accélérateur nécessaire doit être d'autant plus puissant, donc coûteux, que le réacteur est sous-critique : même pour une sous-criticité encore modeste ( $k$  effectif de 0,9), il faut prévoir un accélérateur de type cyclotron d'une puissance non encore réalisée dans le monde, très coûteux et gourmand en énergie électrique.

- *Transmutation des déchets nucléaires à vie longue* : nous pensons qu'un réacteur rapide peut faire approximativement le même travail, ou alors qu'un accélérateur spécialisé dans la transmutation de certains atomes isolés pourrait convenir. Il faut savoir toutefois que ces transmutations ne sont jamais d'un rendement absolu et qu'il faut, théoriquement, effectuer en parallèle des séparations chimiques délicates pour épuiser progressivement le milieu en éléments à transmuter.

L'idée est séduisante mais nous craignons, pour notre part, qu'elle ne soit surtout théorique et que l'application pratique ne soit très coûteuse en prix et en énergie pour des résultats qui ne seront jamais complets.

Par ailleurs, si l'on décide de créer des appareils spécialisés dans la transmutation d'isotopes à vie longue, ne devrait-on pas aussi songer à transmuter des poisons non radioactifs comme le mercure ou ses sels, dont la toxicité est du même ordre que maints déchets radioactifs ?

L'engouement actuel des instituts de recherche pour ce genre d'appareil nous paraît sujet à critiques. Sans nul

doute, calculs et expériences apporteront des découvertes intéressantes mais qui ne nous paraissent pas de nature à révolutionner l'industrie électronucléaire.

Toutefois, il est important de se souvenir que l'on peut, indépendamment de l'uranium ou du plutonium, créer des neutrons à partir d'électricité. A quand la production d'électricité à partir de flux de neutrons, sans passer par le relais thermodynamique des turbines, leur fragilité, leur complexité, leur coût ?

Il nous semble que le cas le plus approprié pour appliquer un flux de neutrons extérieurs à un réacteur, doive s'appliquer à un réacteur « homogène », par exemple du type à sels fondus. En effet, sa configuration neutronique semble la mieux adaptée à recevoir une source de neutrons de spallation efficace. Le professeur H. Furukawa a décrit un système de génération d'énergie « idéal » (Energy Synergetics) dans lequel on aurait des réacteurs à sels fondus « brûleurs » de matière fissile et producteurs d'énergie électrique, et quelques « transmutateurs » de type hybride excités par accélérateur, dont le rôle serait de se débarrasser des isotopes à vie longue présents dans les déchets produits par le premier groupe.

Tous ces systèmes sont théoriquement élégants mais sur le plan pratique nécessitent des développements complexes tant sur des accélérateurs de nouvelle génération de forte intensité, sur la source de spallation, sur l'interface source-cœur du réacteur, sur le couplage des deux systèmes qui n'obéissent pas aux mêmes contingences, particulièrement en périodes transitoires de puissance.

Pour la transmutation des actinides mineurs, qui sont la véritable source de radioactivité à vie longue des déchets nucléaires, il s'agit d'avoir des flux de neutrons de forte densité ( $> 10^{15}$  neutrons/cm<sup>2</sup>-s) et de préférence rapides ou épithermiques. Les fissions qui se produisent dans le milieu produisent une énergie positive. Les réacteurs rapides et les systèmes ADS conviennent dans ce cas. Pour les quelques produits de fission à vie longue (Tc-99, I-129, Cs-135, etc.), il faut au contraire fournir des neutrons lents et dépenser une certaine quantité d'énergie, à l'inverse de ce qui se

produit pour les actinides.

La toxicité de ces produits de fission à vie longue est de plusieurs ordres de grandeur inférieure à celle des actinides présents dans les déchets nucléaires, même s'ils sont beaucoup plus labiles que les actinides dans le cas d'un stockage de longue durée (par exemple, I-129 ou Tc-99). On est en droit de se demander s'il est vraiment justifié de transmuter ces éléments qui devront être chimiquement isolés et concentrés pour être efficacement transmutés, d'où un coût très important alors que l'on ne se soucie que peu du sort de produits chimiques toxiques tels que le mercure ou certains métaux lourds et leurs dérivés, comme dit plus haut. Une mise au point objective sur ces sujets apparaît nécessaire.

En conclusion, il ne nous semble pas qu'il faille compter dans un avenir proche (vingt à trente ans) sur des systèmes ADS pour générer de l'énergie de manière industrielle.

#### **b) Les réacteurs homogènes à « sels fondus ».**

L'idée d'un réacteur dans lequel le combustible fossile, et éventuellement fertile, se trouve en phase liquide homogène est très séduisante. Le mélange peut être rendu critique ou sous-critique par la géométrie des parois du réacteur pour une concentration donnée en produits fissiles, et un simple drainage peut interrompre la réaction.

Par ailleurs, on peut évacuer la chaleur produite par une boucle passant dans des échangeurs de chaleur, on peut évacuer en continu les gaz de fission et notamment le krypton 85 qui est un poison neutronique. Enfin, on peut imaginer un système dérivé local qui permettrait en continu ou semi-continu l'alimentation en combustible frais et la purification du mélange en éliminant les produits de fission gênants pour la réaction en chaîne (en utilisant, par exemple, le procédé par volatilisation des fluorures).

Un prototype de ce réacteur idéal a fonctionné quelques années aux Etats-Unis à Oak-Ridge dans les années 80 ; il s'agit du Molten Salt Experiment. Le combustible était un mélange de fluorures d'uranium enrichi et de métaux légers, le système étant « thermalisé » par un massif de graphite dans lequel les sels fondus

circulaient grâce à une pompe de recirculation. Une augmentation de température par arrêt de la pompe, par exemple, a tendance à étouffer la réaction neutronique (effet Doppler), et le système est autorégulé.

Les équipes responsables de ce projet sont unanimes à en vanter les mérites. Il n'a pas été poursuivi dans le climat défavorable à l'énergie nucléaire, notamment aux Etats-Unis, climat que nous avons aussi connu.

Il est vrai aussi que plusieurs problèmes doivent être éclaircis avant de passer à des applications industrielles :

- le confinement du mélange hautement radioactif en cas de fuites, la production d'acide fluorhydrique au contact de l'eau ;

- la tenue à long terme du graphite modérateur ;

- la possibilité de corrosion des alliages spéciaux de la cuve et des tuyauteries, composants, etc., et leur tenue sous radiation, même si cette corrosion semble avoir été très limitée.

Il existe toujours de par le monde des enthousiastes des réacteurs homogènes à sels fondus, entre autres aux Etats-Unis, au Japon, en France et surtout en Russie. L'intérêt pour ce type de réacteur s'est réveillé en France auprès de l'EDF et du CEA, notamment lors de l'étude des systèmes ADS. C'est ainsi que le concept AMSTER a été étudié : les sels fondus (fluorures) contenant l'uranium enrichi circulent dans une matrice d'éléments hexagonaux de graphite percés de trous. Ce mélange primaire à 800 °C cède sa chaleur à une boucle secondaire inactive de sels fondus qui réchauffe un circuit d'hélium. Ce dernier est dirigé vers un système de turbines à cycle combiné. Un petit retraitement en ligne permet de séparer les produits de fission par le procédé de volatilisation des fluorures. De l'uranium frais est introduit sous forme d'UF<sub>6</sub>.

Un réacteur « homogène » est évidemment, lui aussi, particulièrement adapté dans une optique de développement durable, surtout si l'on adopte une configuration où les neutrons resteraient assez rapides (épithermiques) pour fissionner et peut-être transmuter les actinides mineurs. En mode établi, après de nombreuses années, on peut imaginer que le système serait auto-entretenu avec seulement un

apport d'uranium naturel ou appauvri, après qu'on l'ait démarré avec de l'uranium enrichi ou du plutonium civil ou militaire.

Il est donc très souhaitable de poursuivre des expériences sur ce modèle de réacteur, même si, comme on peut l'imaginer, les solutions pratiques mettront des années à s'imposer, peut-être une cinquantaine d'années, si toutefois le besoin s'en fait sentir. A l'Institut Kurchatov, certains ingénieurs pensent qu'un réacteur homogène est chose possible dès aujourd'hui...

## **6. Le cycle du thorium**

Le thorium, métal lourd précédant l'uranium dans le tableau de Mendeleïev, se prête comme lui, moyennant des ajustements, à la production d'énergie de fission. On peut donc concevoir toute une industrie électronucléaire parallèle.

Il ne s'agit pas de parler de réacteurs « avancés » au thorium mais de réacteurs utilisant du thorium en lieu et place d'uranium. Comme le thorium est plus abondant que l'uranium dans la croûte terrestre (au moins deux fois plus), on voit les perspectives offertes par ce nouveau combustible nucléaire.

Pourquoi donc n'avons-nous pas encore de réacteurs à base de thorium ?

En fait, nous en avons eu quelques prototypes dans les années 60-70, et il existe au moins un petit réacteur expérimental en Inde baptisé « Kamini » qui fonctionne sur le cycle du thorium. Les limitations sont à la fois pratiques et techniques :

- Malgré de grandes ressemblances, fonder un parc de réacteurs à base de thorium entraîne une industrie particulière et des investissements correspondants dont la nécessité n'est pas encore apparue.

- Contrairement à l'uranium naturel qui contient 0,7 % d'uranium 235 fissile qui peut servir d'« allumette » au feu nucléaire, le thorium, comme l'uranium 238, n'est pas fissile. Sous bombardement de neutrons, il produit de l'uranium 233 fissile, de même que l'uranium 238 produit du plutonium 239 fissile. Il faut donc, soit de l'uranium 235, soit du plutonium

pour démarrer un cycle au thorium. Ultérieurement, l'uranium 233 formé et séparé pourra entretenir un cycle au thorium. Il y a donc des étapes à franchir, et l'étape du retraitement-recyclage pour isoler l'uranium 233 est indispensable.

- La production d'uranium 233 s'accompagne de petites quantités d'uranium 232 dont les descendants sont extrêmement radioactifs. Toute manipulation d'uranium 233 pour fabriquer des éléments combustibles devra nécessairement se faire sous confinement comme pour le MOX au plutonium, mais derrière des protections épaisses et pas seulement en boîtes étanches, donc automatiquement à distance. Cette contingence a rebuté les industriels, habitués aux plus grandes facilités de l'uranium.

- La radiotoxicité du thorium est supérieure à celle de l'uranium naturel. Il faut donc prendre quelques mesures de protection supplémentaires lorsque l'on manipule du thorium purifié. Le fait que le thorium soit très réfractaire, avantage pour la tenue du combustible, est compensé par une chimie plus « difficile » par rapport à celle de l'uranium. Là encore, les industriels ont préféré la facilité à ce jour.

En revanche, les avantages sont les suivants :

- L'uranium 233 est le meilleur des combustibles nucléaires comparé à l'uranium 235 et au plutonium 239. En effet, il produit plus de neutrons de fission que ces derniers dans un milieu modéré (à neutrons thermiques) et même dans un milieu à neutrons plus rapides (à neutrons épithermiques). Seul le plutonium a un léger avantage en neutrons rapides.

- La production d'actinides mineurs à vie longue, responsables de la radiotoxicité longue des déchets nucléaires, est bien moindre dans un cycle thorium (de dix à mille fois moindre selon les éléments). Cela présente des avantages. Toutefois, en régime établi avec des recyclages de la matière fissile, cet avantage a tendance à disparaître par suite du bombardement neutronique sur les éléments recyclés qui tendent à devenir plus « lourds » par absorption de neutrons, avant de se fissionner ou de se transmuter. Cependant, la radiotoxicité des déchets nucléaires d'un cycle thorium-uranium 233 en

neutrons épithermiques ou rapides sera faible après environ mille ans, alors qu'elle sera encore conséquente dans un cycle U-Pu, surtout à cause du Pu. Est-ce un avantage déterminant ? Seule une étude sérieuse fondée sur des paramètres objectifs pourra le dire.

On a vu ces dernières années des théoriciens préconiser le cycle du thorium sur la base d'une moindre production d'actinides mineurs, sans avoir examiné les autres paramètres et, en particulier, le rapport coût-bénéfice de l'opération en coûts directs et indirects. Ce genre d'opération est toutefois nécessaire si l'on veut fonder sérieusement une stratégie énergétique à long terme.

Ce qu'il faut retenir, c'est que tous les types de réacteurs fonctionnant à l'uranium peuvent fonctionner avec le cycle thorium moyennant quelques ajustements, et que l'abondance du thorium permet d'envisager une source additionnelle d'énergie pour plusieurs milliers d'années. L'Inde, dont les ressources en thorium sont considérables par rapport à l'uranium (de même que le Brésil ou la Turquie) et dont les besoins en énergie sont non moins considérables, fait un effort particulier sur le cycle du thorium qui alimentera un jour ses centrales nucléaires.

L'oxyde de thorium, très réfractaire, a l'avantage de syncrystalliser avec les oxydes d'uranium et de plutonium, ce qui permet de créer des combustibles mixtes à la demande. La radioactivité de l'uranium 233, à cause de la composante U-232, complique la fabrication des combustibles mais cet inconvénient peut être dépassé pour des fabrications automatisées de microbilles pour HTR ou réacteurs rapides-épithermiques à gaz, *a fortiori* pour des réacteurs dits « homogènes » à sels fondus. Cette radioactivité présente un avantage du point de vue prolifération (U-233 est susceptible d'applications militaires comme U-235) car on pourra aisément suivre à la trace les imprudents qui auraient subtilisé cet uranium 233.

## 7. Conclusion

Au terme de ce rapport, nous sollicitons la mansuétude des spécialistes nucléaires qui trouveront peut-

être un certain manque de rigueur dans des explications destinées à un public éclairé, mais non versé dans ces techniques.

Nous avons voulu montrer que d'ores et déjà la relève est prête pour les nouvelles générations de réacteurs, plus efficaces, plus performants, plus sûrs et plus économiques. Nous avons aussi voulu ouvrir des perspectives sur l'après-demain, étant entendu que ces perspectives sont appelées à se modifier ou se préciser au fur et à mesure des développements et découvertes qui ne manqueront pas d'apparaître, notamment sans doute dans un couplage des énergies de fission et de fusion.

Lorsque les préventions d'un autre âge envers l'énergie nucléaire auront fait long feu, et que les pressions économiques et environnementales, en particulier dans les pays en développement, désigneront l'énergie nucléaire comme vecteur essentiel de bien-être, on verra cette énergie reprendre un essor partiellement interrompu en Occident ces dernières années.

Nous espérons que les perspectives ouvertes dans ce rapport qui se veulent réalistes, encourageront les jeunes générations d'ingénieurs et d'industriels à voir dans ce type d'énergie une contribution exceptionnelle au développement intelligent et harmonieux de l'humanité.

*« Veniet tempus, quo posteriori tam aperta nos nescisse mirentur. »*

*« Viendra le jour où nos descendants s'étonneront que nous ayons ignoré de telles évidences. »* Sénèque, *Quest. Naturales*, VII 25, 5. (Dédicace du réacteur rapide Joyo, Japon, 1977. ■

### Bibliographie

*Quelles attentes et quels concepts pour les réacteurs électronucléaires du XXI<sup>ème</sup> siècle*, Journées SFEN, Paris, 5-6 déc. 2000.

J. Bouchard, CEA, Conférence à la SFEN, Montrouge, 21 mai 2001.

J. Moreau, CEA, *Rapport sur les réacteurs rapides*, Cadarache, janvier 2001.

*Rapport Galley-Bataille sur l'arrêt de Superphénix*, Assemblée Nationale, Juin 1988.

*Exercice INFCE*, AIEA Vienne, 1980.

Nombreux rapports, publications, conférences susceptibles d'être signalés par l'auteur.