Y aura-t-il assez d'uranium ?

Dans le point de vue 27 et la pièce jointe EFFICIENCY-NUCLEAR-FR.pdf on envisage la mise en œuvre d'une puissance de 20 000 GW de nucléaire (50 fois plus que la puissance mondiale actuelle). Y aura-t-il suffisamment de matière fissile disponible pour assurer le fonctionnement d'une telle puissance ?

Les besoins actuels en uranium

Il y a lieu, tout d'abord, de rappeler les besoins en uranium. Un réacteur **REP** utilisant de l'uranium enrichi à 3,5% consomme environ 30 tonnes de combustible par an. Dans l'uranium naturel, l'uranium 235 est présent à la concentration de 0,7%, soit 5 fois moins que dans l'uranium enrichi. Il s'ensuit que la consommation annuelle d'uranium naturel minimale (sans pertes) serait de 150 tonnes par an pour une réacteur de 1 GWe produisant environ 7 Twh/an, pour un taux de disponibilité de 80%. La production mondiale totale des réacteurs nucléaires est de 2608 TWh pour une puissance installée de 372 GWe (taux de disponibilité moyen de 80% également) qui correspondrait à une consommation de 56000 tonnes d'uranium. En réalité, la consommation est plus proche de 65000 tonnes du fait de pertes au cours de la fabrication du combustible, et, tout particulièrement au cours de l'enrichissement : en effet, au cours de cette opération, la production d'uranium enrichi à 3,5% est accompagnée de celle d'uranium appauvri à 0,2% d'uranium enrichi. Inversement, un certain nombre de réacteurs sont, au moins en partie, chargés avec des combustibles MOx, qui permettent d'améliorer l'utilisation de l'uranium. Il s'ensuit que la quantité d'uranium naturel consommé annuellement est de l'ordre de 175 tonnes par GWe et par an, soit 65000 tonnes annuelles pour l'ensemble mondial de réacteurs.
La quantité d'uranium extraite des mines est notablement inférieure à cette consommation. En effet, un certain nombre de « sources secondaires » ont été disponibles au cours des récentes années. En 2005, ces « sources secondaires » représentaient près de 40% de l'offre. Elles sont constituées de l'uranium militaire enrichi à 90%, dont la disponibilité résulte des accords de désarmement entre USA et Russie, d'uranium appauvri provenant des usines d'enrichissement et d'uranium provenant des usines de retraitement; dans les deux derniers cas, il y a ré-enrichissement de l'uranium secondaire, alors que,dans le premier cas, c'est de dilution qu'il s'agit.

- En 1987, un accord entre les USA et l'URSS engageait les deux parties à diminuer de 80% leur arsenal nucléaire. Le tonnage d'uranium enrichi immobilisé dans les arsenaux américains et russes atteint 2000 tonnes (http://www.world-nuclear.org/info/default.aspx?id=444&terms=military) équivalentes à la quantité d'^{235}U présente dans 285000 tonnes d'uranium naturel. La dilution de l'uranium militaire très enrichi se fait actuellement à un rythme annuel correspondant à 9000 tonnes d'uranium naturel, soit environ 14% de la demande.
- Environ 90000 tonnes de combustibles usés sur un total de 280000 ont été retraités. En principe, l'uranium de retraitement correspondant pourrait être ré-enrichi. Dans la pratique, seules 25000 tonnes l'ont été, dont 16000 au Royaume-Uni, et 8000 en France. Ces derniers permettent d'alimenter quelques réacteurs **REP**.
- L'uranium appauvri provenant des usines d'enrichissement contient encore environ 0,2% d'^{235}U. On peut le ramener à environ 0,1% par un enrichissement supplémentaire.
- Finalement une production supérieure à la demande ayant eu lieu avant 1990, des stocks ont été constitués dont le dé-stockage a contribué à l'approvisionnement des dernières années.

Les réserves « classiques » d'uranium

Etant donné un rendement de conversion de la chaleur en électricité de 33%, un réacteur nucléaire produisant 7 TWhe par an consomme 21 TWh de chaleur qui pourraient être également produits par

la combustion de 1,8 millions de tonnes équivalent pétrole (Mtep).
Cette équivalence permet de calculer le prix de l'énergie contenue dans l'uranium naturel. Le prix actuel de l'uranium naturel est aux environs de 50$/livre d'oxyde d'uranium U3O8, soit environ 94 $/kg d'uranium ou 70 €/kg d'uranium. Le contenu énergétique du kg d'uranium vaut 1800000/175000=10,3 tep. En retenant un prix du pétrole de 50$/bl soit 233€/tonne, on voit que le contenu énergétique du kg d'uranium, s'il était payé au prix de celui du pétrole, vaudrait 2400 € au lieu de 70. Ce petit calcul montre à quel point l'énergie contenue dans l'uranium est bon marché.
Une autre façon de montrer que le prix de l'uranium a peu d'influence sur les prix du kWh nucléaire est de calculer directement sa part dans ce dernier. Les 175 tonnes d'uranium consommés annuellement pour produire 7 TWe coûtent 12,25 M€. En admettant un prix du kWh de 3 centimes d'euros, le prix de vente de la production annuelle du réacteur est d'environ 210 M€ . Le coût du combustible ne représente donc que 6% du prix de vente. Un doublement du prix de l'uranium ne ferait donc qu'augmenter de 6% le prix de l'électricité nucléaire en sortie de centrale.
Il y a donc un certain arbitraire dans l'évaluation des réserves d'uranium à un prix donné, généralement 130 $/kgU. A ce prix, le détail régional des réserves prouvées est donné dans le Tableau 1 pour un total mondial de 4,7 Millions de tonnes.
Au rythme actuel de la consommation, on voit que les réserves s'épuiseraient en 72 ans. Ceci est manifestement trop court, d'autant qu'on envisage une développement important du nucléaire. En réalité, la NEA (Nuclear Energy Agency ou Agence de l'Energie Nucléaire) estime que les ressources ultimes « classiques » pourraient atteindre 16 millions de tonnes, soit 250 ans de consommation au taux actuel. Les ressources supplémentaires non conventionnelles sont constituées, entre autres, par l'uranium des phosphates et par l'uranium dissout dans les océans.

	tonnes U	**% of world**
Australie	1,143,000	24%
Kazakhstan	816,000	17%
Canada	444,000	9%
USA	342,000	7%
Afrique du Sud	341,000	7%
Namibie	282,000	6%
Brésil	279,000	6%
Niger	225,000	5%
Russie	172,000	4%
Ouzbekistan	116,000	2%
Ukraine	90,000	2%
Jordanie	79,000	2%
Inde	67,000	1%
Chine	60,000	1%
Autre	287,000	6%
Monde total	4,743,000	

Tableau 1

*Ressources prouvées ou très probables d'**uranium** au prix de 130 $/kg*

L'uranium des phosphates

L'Agence de l'Energie Nucléaire estime que 22 millions de tonnes d'uranium pourraient être

récupérés dans les phosphates. Ce chiffre mérite discussion. Actuellement, environ 150 millions de tonnes de phosphates sont extraits dans le monde, essentiellement pour fabriquer des engrais. La concentration en uranium dans ces phosphates est, en moyenne, de 0,01%. En principe, il serait donc possible de produire 15000 tonnes d'uranium comme sous-produit de l'industrie des phosphates. AREVA négocie un accord avec le Maroc dans ce sens. En réalité, il est probable que la quantité d'uranium récupérable comme sous-produit serait 3 à 4 fois moins importante, toutes les formes de phosphates ne se prêtant pas à un traitement simple. Serait-il envisageable de traiter les phosphates à seule fin d'en extraire l'uranium? Le prix de la tonne de phosphates a beaucoup évolué au cours de la dernière période, passant de 60 $/tonne en 2006 à 400 $/tonne en 2008 pour redescendre aux environs de 100 $/tonne en 2009. On peut sans doute considérer que les 100 $/tonne est un chiffre proche du coût de revient. Dans ces conditions, on voit que le kg d'uranium atteindrait au moins 1000 $ (puisqu'il faut 10 tonnes de phosphates pour obtenir 1 kg d'uranium) si l'on devait extraire les phosphates spécifiquement pour en tirer l'uranium.
Les réserves mondiales de phosphates sont estimées à 20 milliards de tonnes. Avec la concentration moyenne de 0,01%, on ne devrait guère compter, dans le meilleur des cas que sur 2 millions de tonnes d'uranium. Le chiffre de 20 millions de tonnes cité par l'AIEA est donc surprenant. Quoiqu'il en soit, on voit que le critère des réserves n'est pas le seul à prendre en compte. Tout aussi important est celui de la capacité productive annuelle. Par exemple, pouvoir produire annuellement 12000 tonnes d'uranium pendant 400 ans (réserves de 4,8 Mt) n'est pas équivalent à la possibilité de produire 120000 tonnes pendant 40 ans (4,8 Mt). Dans ce dernier cas, on pourra faire face aux besoins d'un parc de réacteurs trois fois plus important que le parc actuel pendant 40 ans, le temps nécessaire pour passer à la **surgénération**. Dans le premier cas, l'apport supplémentaire aux 65000 tonnes d'uranium extraits annuellement resterait modeste.

L'uranium des océans

Il existe des quantités considérables d'uranium dissout dans l'océan. Alors que la concentration moyenne de l'uranium dans la croûte terrestre est de 3 grammes par tonne, elle n'est que de 3 mg/tonne d'eau de mer, mais, compte tenu de l'énorme volume de l'océan ($4\ 10^{18}$ m^3) la quantité d'uranium qui s'y trouve est de 4,5 milliards de tonnes. En admettant qu'on puisse collecter l'uranium d'un courant marin avec une efficacité de 100%, on voit que pour collecter suffisamment d'uranium pour faire fonctionner une réacteur **REP** de 1 GWe pendant 1 an, il faudrait traiter environ 51 milliards de tonnes d'eau de mer, soit environ 1600 m^3/s. Dans un courant de 1m/s, il s'agit donc d'intercepter une surface de 100 m de large et de 16 m de profondeur.

- Le premier concept d'une usine de séparation de l'uranium de l'eau de mer est dû à un travail pionnier des Anglais. Ils proposaient d'utiliser la marée. L'usine proposée utilisait une digue de 20 km de long laissant passer l'eau de mer qui devait traverser une batterie de 48 filtres d'hydroxyde de titane fixant l'uranium avec beaucoup d'efficacité. Chaque filtre était parcouru par un flux moyen de 466000 m3/h . Le flux total était donc de 6200 m^3/s. La production prévue de l'usine était de 666 tonnes U/an, en supposant une efficacité de 100%.Ces chiffres sont en accord qualitatif avec notre estimation ci-dessus. Une efficacité de 50% serait sans doute plus réaliste.
  Pour produire 100000 tonnes d'uranium par an, on voit donc qu'il faudrait environ deux à trois centaines de telles usines. Pour chaque usine on peut calculer que la surface du bassin serait de l'ordre de 60 km^2. Chaque usine, permet de fournir environ 3 réacteurs de 1GWe. Pour produire une telle énergie avec des cellules solaires il faudrait environ 100 km2, et trois fois plus avec des éoliennes. Ces chiffres ne sont pas exorbitants: l'usine de la Rance , pour une digue de 700 m, stocke à chaque marée 360 millions de m3, soit un débit moyen de 36 millions de m^3/h. On voit que les débits considérés pour l'usine sont de deux ordres de grandeur plus petits malgré une digue de 20 km.
  Le coût de l'extraction de l'uranium par cette technique a été estimé à environ 1000$/kg en 1981 (M.Benedict, T.H.Pigford, H. Wolfgang Levi, « Nuclear

Chemical Engineering » Mac Graw Hill Series in Nuclear Engineering 1981, p.263) .

Une autre technique a été récemment proposée par des chercheurs japonais (http://jolisfukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/fukyu/mirai-en/2006/4_5.html

Tamada M. et al., Cost Estimation of uranium Recovery from Seawater with System of Braid type Adsorbent, Nippon Genshiryoku Gakkai Wabun Ronbunshi. Vol.5, No.4 2006, p.358-363(in Japanese). . Il s'agit de capturer l'uraniumuranium avec des tissus organiques tressés. Une expérience pilote a permis l'évaluation du procédé : une membrane capable d'absorber 4 g d'uranium par kg était immergé pendant 60 jours et la procédure itérée 18 fois. Dans ces conditions, le coût d'extraction est estimée à 175 €/kg d'uranium. Cette performance serait obtenue pour la collecte de 1200 tU/an, soit de quoi alimenter 6 réacteurs. L'investissement initial serait de 750 millions d'euros.

Le « Kouroshio », un puissant courant longeant les côtes du Japon, charrie 5,2 millions de tonnes d'uranium chaque année, dissoutes dans 1,6 10^{15} tonnes d'eau. Il suffirait d'adsorber 0,2% de cet uranium pour alimenter les réacteurs japonais. La vitesse du courant est de l'ordre de 1,7 m/s.

En France, on pourrait envisager d'installer des membranes sur le site du Raz Blanchard, caractérisé par des vitesses de courant de l'ordre de 5 m/s. Pour alimenter un réacteur, il faudrait (en supposant 100% d'efficacité de capture de l'uranium) une surface de 20x16 m^2. Il est amusant de comparer l'énergie mécanique présente dans le courant (projets d'hydroliennes d'EDF) avec celle qui pourrait être extraite de l'uranium dissout, en utilisant la technique actuelle des réacteurs à eau. La puissance portée par le courant est de 20 kW, alors que la puissance électrique du réacteur alimenté par l'uranium capturé serait de 1 million de kW. Cet exemple illustre la différence de densité de puissance entre l'énergie nucléaire et les énergies renouvelables.

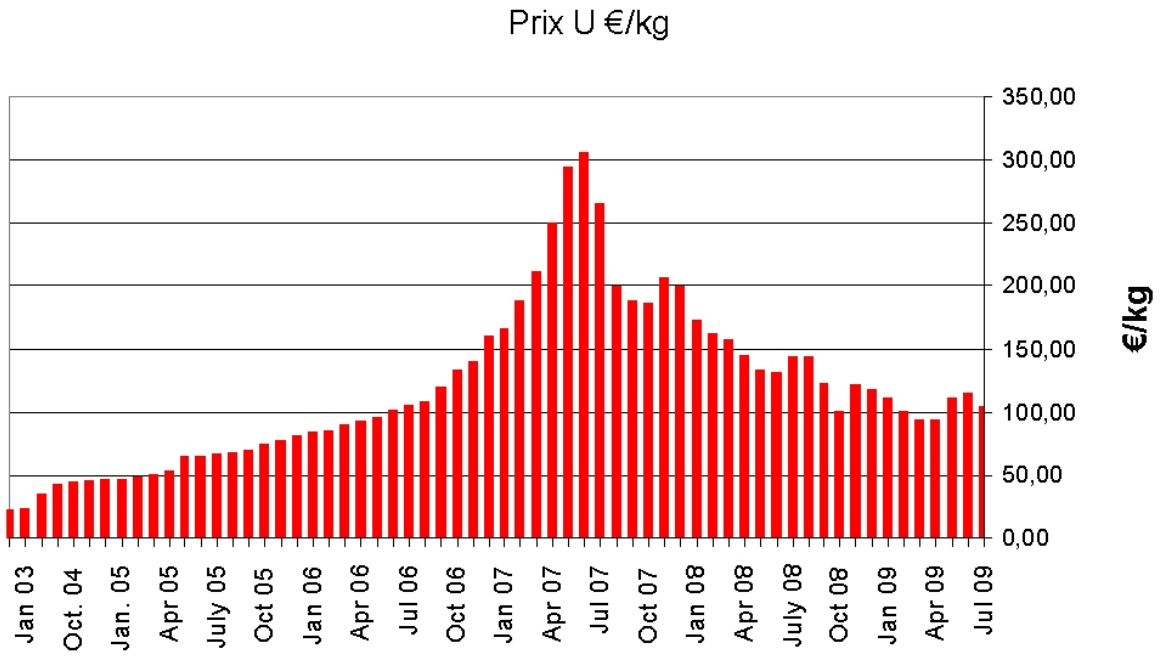
Une question de prix...

Le prix de l'uranium a fortement varié au cours des années récentes, comme on peut le voir sur la Figure 1 . Si une tendance à la hausse sur le long terme est sans doute présente, il est probable que le pic observé en 2007 a des causes spéculatives. Il faut noter que la hausse des prix a entraîné un fort développement dans les activités d'exploration ainsi que dans la mise en exploitation de nouvelles mines.

Vers une pénurie d'uranium?

Il apparaît qu'une pénurie d'uranium ne menace pas si on admet un maintien de la production d'électricité nucléaire peu ou prou au niveau actuel. Mais là est précisément la question. Rappelons que la production d'électricité nucléaire mondiale atteint environ 2600 TWh par an, soit environ 15% de la production totale de 19000 TWh (en 2006). Il est généralement admis que la production d'électricité mondiale devrait plus que doubler d'ici 2050. Par ailleurs si l'électricité nucléaire doit être une arme efficace contre les réchauffement climatique, il faudrait que sa part dans la production d'électricité atteigne au moins 30%. Ce qui correspond à une multiplication par 4 ou 5 au moins de la production nucléaire. Avec la technologie actuelle des réacteurs la consommation annuelle atteindrait 300000 tonnes d'uranium. Même en retenant une valeur des réserves de 16 millions de tonnes, la durée de fonctionnement du parc ne serait pas assuré au delà de 50 ans. L'utilisation de l'uranium des phosphates ne modifierait pas significativement cette perspective. La possibilité d'extraire l'uranium de l'eau de mer, si les résultats annoncés par les chercheurs japonais sont confirmés, l'améliorerait considérablement, à condition qu'un nombre suffisant de sites soit

disponible.



1

Figure 1

*Evolution des prix de l'**uranium** de 2003 à 2009*

Amélioration de l'utilisation du combustible nucléaire

Rappelons que l'uranium 235 n'est présent qu'à 0,7% dans l'uranium et que c'est le seul **noyau** fissile qu'on puisse trouver dans la nature. Cette dernière nous fournit également deux noyaux **fertiles** qui sont l'uranium 238 et le thorium 232. Par **capture neutronique** l'^{238}U donne du ^{239}Pu et le ^{232}Th du ^{233}U qui sont tous deux fissiles. L'amélioration de l'utilisation du combustible consiste à produire puis fissionner ces deux **noyau**x.
La régénération ou **surgénération** s'effectue dans des réacteurs où les couples fissile-fertile sont soit le couple ^{239}Pu-^{238}U, soit ^{233}U-^{232}Th. On dit qu'il y a régénération lorsque chaque **noyau** fissile qui disparaît est remplacé par un autre et par la disparition concomitante d'un **noyau** fertile. Dans le cas de la **surgénération** chaque noyau fissile qui disparaît est remplacé par plus d'un noyau fissile.

Nous avons vu qu'un parc de 1500 GWe de réacteurs de type **REP** (ou **REB**) conduirait à une consommation de 300000 tonnes d'uranium et, éventuellement, à l'épuisement des réserves au bout de 50 ans. La question est donc de savoir si le parc de 1500 GWe de réacteurs « classiques » peut être remplacé par un parc équivalent de **RNR** en temps utile. Chaque année, un **REP** produit environ 250 kg de plutonium. Au bout de 50 ans, il aura donc produit 12,5 tonnes de plutonium. Le

coeur d'un **RNR** de 1GWe contient entre 5 et 7 tonnes de plutonium, selon que celui-ci provient du retraitement de combustibles UOx ou MOx. Avec les techniques de retraitement actuelles, on considère qu'il doit y avoir autant de plutonium dans le cycle de retraitement que dans le coeur du réacteur. Dans ces conditions, on voit qu'il faut, en réalité entre 10 et 14 tonnes de plutonium pour chaque **RNR**. Le remplacement de 1500 **REP** par 1500 **RNR** devrait donc être possible mais difficile dans l'état présent des techniques.

Des progrès sur le retraitement des combustibles usés permettraient de réduire significativement le temps séparant l'extraction du combustible et la réutilisation du plutonium et, donc, d'accélérer le déploiement des **RNR**. Par exemple, un retraitement au bout d'une année, probablement possible en remplaçant le procédé de dissolution dans un liquide organique (TBP) par un procédé pyro-chimique, permettrait de limiter la quantité de plutonium nécessaire au démarrage d'un **RNR** à 7 tonnes. Les 1500 **REP** qui auraient produit près de 19000 tonnes de plutonium permettraient la mise en oeuvre de 2600 **RNR**.

Les développements qui précèdent sont ultra schématiques dans la mesure où ils supposent que les **RNR** remplacent les **REP** après que ceux-ci soient venus en fin de vie, au bout de 50 ans. En réalité, il y aura coexistence des deux parcs, ce qui permettra de profiter de la production de plutonium par les **RNR**, en même temps que de celle des **REP**. Un exemple de calcul de la transition **REP**-**RNR**[1] est montré sur la Figure 2. Dans ce cas, on avait choisi un inventaire de 5 tonnes de plutonium pour un **RNR** de 1 GWe (temps de refroidissement très optimiste de 1 an). Le démarrage du parc **RNR** se situait en 2030. La durée de vie des **REP** était supposée égale à 40 ans. La consommation d'uranium naturel atteignait 16 millions de tonnes après fermeture de tous les **REP**. On peut donc considérer le calcul de la Figure 2 comme une limite optimiste de déploiement d'un parc **RNR**. Tout retard dans sa mise en oeuvre, toute augmentation du temps de refroidissement des combustibles usés, serait pénalisant.

[1] H.Nifenecker et al., L'énergie nucléaire peut elle stabiliser la concentration des gaz a effet de serre? Revue de l'Energie 531(2001) p.575

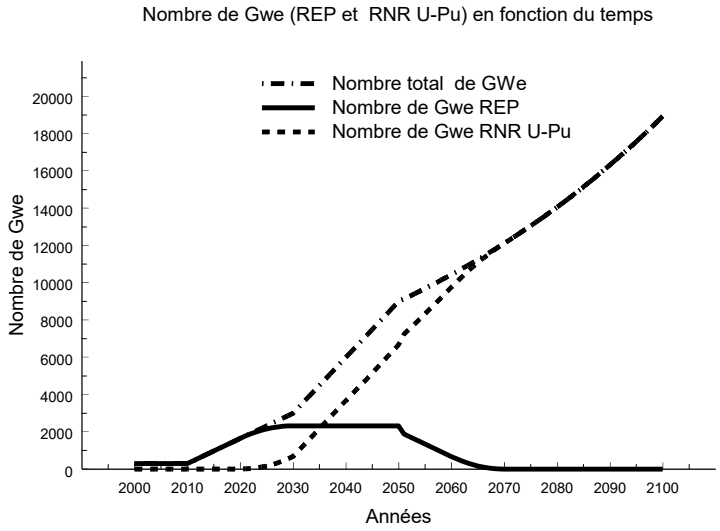


Figure 2

Nombre de GWe produits par le cycle U-Pu en fonction du temps.

(H.Nifenecker et al., L'énergie nucléaire peut elle stabiliser la concentration des gaz a effet de serre? *Revue de l'Energie 531(2001) p.575)*

L'utilisation des **RNR** change complètement la donne en ce qui concerne les réserves d'uranium. Au lieu des 175 à 200 tonnes d'uranium par an nécessaires pour faire fonctionner un réacteur de 1 GWe, il suffit de 1 tonne. Ainsi, l'extraction de l'uranium marin d'un débit de 500 m^3/s (100 m^2 dans le cas du Raz Blanchard) permettrait de faire fonctionner tout le parc de réacteurs français pendant un an.

Les fleuves amènent chaque année environ 20000 tonnes d'uranium à la mer. Il s'ensuit que, aussi longtemps que la puissance d'un parc de **RNR** ne dépasserait pas 20000 GWe et que l'uranium nécessaire serait extrait des océans, l'énergie de **fission** pourrait être considérée comme authentiquement renouvelable puisqu'elle pourrait durer aussi longtemps que les fleuves couleraient.

Par ailleurs, les stocks d'uranium appauvri ou d'uranium de retraitement trouverait une application immédiate. Chaque année, 50000 tonnes d'uranium appauvri rejoignent le quelque million de tonnes déjà stockées. Ce million de tonnes d'uranium appauvri serait suffisant pour assurer le fonctionnement de 10000 **RNR** pendant 100 ans. L'extraction des 16 millions de tonnes de réserve assurerait le fonctionnement de ce parc pendant 1600 ans!

On peut donc dire que la mise en oeuvre de la **surgénération** réglerait, en principe et pour longtemps, la question énergétique mondiale.

Quels surgénérateurs?

Il existe plusieurs possibilités de réalisation d'un réacteur surgénérateurpassées en revue dans le forum Génération IV: les réacteurs rapides refroidis au sodium liquide, les réacteurs rapides refroidis par gaz, les réacteurs rapides refroidis au plomb liquide, des réacteurs dont le combustible est sous forme de sels fondus et, éventuellement, des réacteurs refroidis avec de l'eau supercritique. Nous allons décrire rapidement les avantages et inconvénients de ces différents types.

Les réacteurs refroidis au sodium liquide

Ces réacteurs sont les mieux connus. Après l'arrêt de Phénix et Super Phénix, la France ne dispose plus directement de moyens d'études de cette filière. Les Russes disposent d'un **RNR** refroidi au sodium liquide de 600 MWe (BN600) et en construisent un de 880 MWe (BN800). Les Japonais devraient redémarrer prochainement leur Monju (280 MWe). L'Inde construit un **RNR** de 500 MWe avec le conseil de Georges Vendryes, le père du programme français de réacteurs à **neutrons** rapides, peut être le français le plus populaire dans le sous continent. Le sodium a de nombreux avantages :

- Il ne corrode pas les canalisations contrairement à l'eau utilisée dans les réacteurs traditionnels dits "lents".
- Sa température de fusion est de 97°C, une température assez basse pour maintenir à l'état liquide ce métal sans dépenser beaucoup d'énergie en cas d'arrêt du réacteur.
- La température d'ébullition du sodium est de 900°C ce qui, compte tenu du fait que la température du réacteur à pleine puissance est de 560°C, confère à ce caloporteur une grande inertie thermique, ce qui est un facteur de sécurité.
- La pression de travail du réacteur est faible.
- L'inertie thermique de la piscine de sodium (5000 tonnes pour Super Phénix) est considérable
- En fonctionnement normal, les **RNR** sodium sont particulièrement stables et souples. Leur **coefficient de température** est négatif.

Mais le sodium a aussi de sérieux désavantages :

- Il brûle spontanément au contact de l'air
- Il réagit avec l'eau en produisant de la soude et de l'hydrogène qui peut exploser violemment au contact de l'oxygène.
- L'inspection du réacteur en marche est difficile malgré les progrès faits grâce aux techniques ultrasoniques.
- En cas de vaporisation du sodium les **neutrons** sont moins ralentis et sont plus efficaces pour produire des **fission**s, ce qui signifie que le **coefficient de vide** est généralement positif.

Ces défauts des réacteurs refroidis au sodium ont incité à rechercher d'autres solutions.

Des réacteurs refroidis au plomb

Une des solutions explorées est de remplacer le sodium fondu par du plomb fondu. Les Russes ont construit 7 sous marins équipés de réacteurs de 150 Mwth[2] refroidis au plomb-bismuth (en fait par un mélange plomb-bismuth(55,7%)) et envisagent la construction d'un réacteur de ce type (réacteur BREST) d'une puissance de 300 MWe. Les réacteurs refroidis au plomb ont un **coefficient de vide** négatif.

Les Japonais s'intéressent eux aussi aux réacteurs refroidis au plomb-bismuth. Si le plomb fondu ou le mélange plomb-bismuth ne réagissent pas violemment avec l'oxygène ni avec l'eau, ils corrodent fortement les métaux. Le plomb a un point de fusion élevé de 327 °C et l'eutectique (un mélange homogène des deux métaux liquides qui minimise la température de fusion) plomb-bismuth de seulement 123,5 °C. D'une façon générale l'eutectique plomb-bismuth est préféré; mais le bismuth est beaucoup plus rare et cher que le plomb et un développement important dans cette direction risque de se heurter à un problème de ressources. Par ailleurs, par capture neutronique, le bismuth produit du polonium 210, un radioélément volatile extrêmement radiotoxique.

[2]MWth=Méga Watt thermique. MWe=Méga Watt électrique

Des réacteurs refroidis au gaz

Une autre voie consiste à refroidir le réacteur avec un gaz sous pression, généralement de l'helium. Ce concept est étudié par le CEA. Le problème majeur est, ici, de mettre au point des combustibles céramiques à très haute température de fusion et qui ne ralentissent pas les **neutrons**. Il faut, en effet, que la perte de refroidissement ne se traduise pas par la fusion du combustible et que les pertes par radiation soient suffisantes pour évacuer la chaleur résiduelle du réacteur.

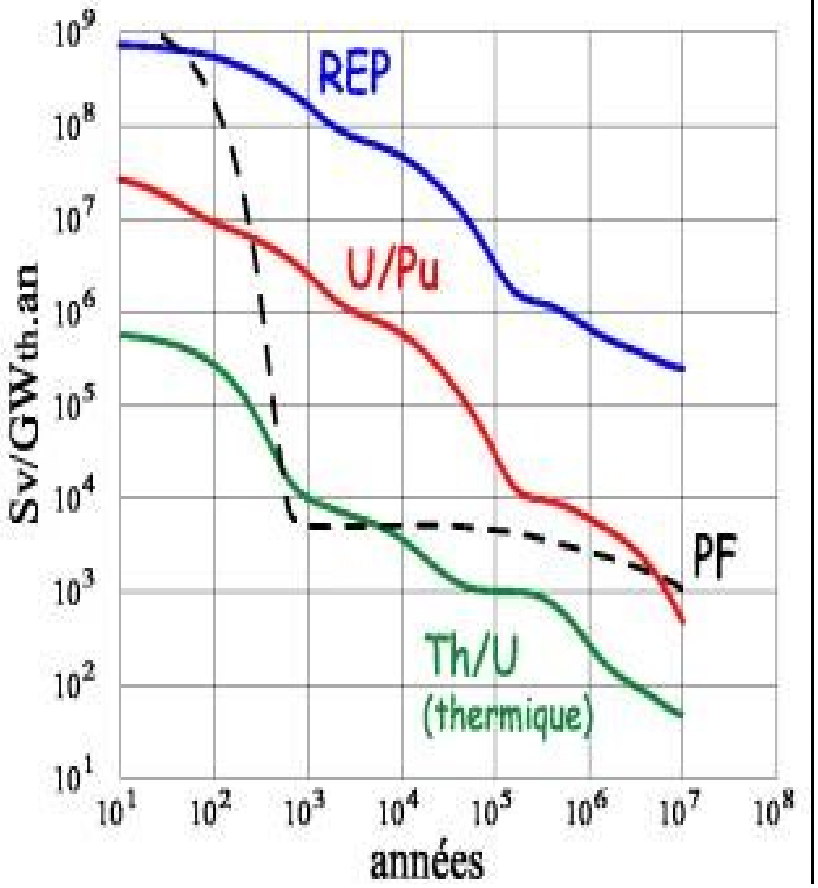
La voie du thorium

Pratiquement absent des océans, le thorium est environ 4 fois plus abondant dans la croûte terrestre que l'uranium. Certains pays, comme l'Inde, ont de grandes réserves de thorium à forte concentration. Au delà de quelques siècles la radio-toxicité des déchets nucléaires est dominée par celle des **noyau**x lourds radioactifs alpha produits par des captures successives de **neutrons** par les noyaux lourds du combustible nucléaire. Dans le cas des surgénérateurs utilisant le cycle uranium-plutonium, ces deux derniers éléments sont complètement utilisés et ne concourent que très peu (pertes de retraitement) à la radio-toxicité des déchets qui est, de ce fait, deux ordres de grandeur plus faible que dans le cas des réacteurs **REP** classiques. En d'autres termes, à production d'énergie égale, les besoins de stockage géologique seront près de 100 fois plus faibles pour un ensemble de surgénérateurs uranium-plutonium que dans la pratique actuelle. L'utilisation du cycle thorium-uranium est encore plus favorable de ce point de vue, car le thorium 232 ayant un nombre de masse de six unités inférieur à celui de l'uranium 238, la production des actinides mineurs (Neptunium, Américium, Curium), à l'origine de l'essentiel de la radiotoxicité des déchets du cycle uranium-plutonium, est fortement réduite. La Figure 3 montre que la radiotoxicité des déchets du cycle thorium-uranium est beaucoup plus faible que celle du cycle uranium-plutonium pendant les premiers 10000 ans. En particulier, la faiblesse de la **radioactivité** de ce cycle au début du stockage permettrait de grandes économies sur la dimension et donc le coût de celui-ci.

Dans le cycle thorium-uranium la **surgénération** peut être obtenue aussi bien avec des **neutrons** rapides qu'avec des **neutrons** lents. Avec les **neutrons** rapides elle est plus difficile que pour le cycle uranium-plutonium. Elle exige des inventaires initiaux élevés. Il s'ensuit que les temps de doublement (le temps au bout duquel le réacteur a produit deux fois plus de noyaux fissiles que,n'en contenait son chargement initial) deviennent très grands . En pratique, les réacteurs thorium-uranium à **neutrons** rapides seront des réacteurs simplement régénérateurs. Ils pourraient être du même type que les réacteurs rapides utilisant le cycle uranium-plutonium.
Les réacteurs surgénérateurs thorium-uranium à **neutrons** lents ne nécessitent qu'un faible inventaire d'uranium 233, de l'ordre de 1 tonne. Les temps de doublement théoriques sont équivalents à ceux des surgénérateurs uranium-plutonium à **neutrons** rapides. Toutefois les produits de fission empoisonnent de façon beaucoup plus efficace les réacteurs à **neutrons** lents que les réacteurs à **neutrons** rapides. Pour conserver un temps de doublement intéressant, il est donc nécessaire de minimiser les captures dans les produits de fissions en les extrayant le plus souvent possible. . Une solution théoriquement très élégante à ce problème a été proposée dans les années 60 sous la forme de réacteurs à sels fondus dans lesquels le combustible est un sel fondu. Il était proposé de recycler le sel en ligne, au prix d'une grande complexité du réacteur qui devient une usine chimique. L'abandon de l'objectif d'un faible temps de doublement permet d'envisager des réacteurs à sel fondu où le retraitement en ligne est très simplifié. D'autres types de réacteurs à déchargement continu comme les réacteurs à eau lourde (**CANDU**) ou les réacteurs à boulets refroidis au gaz sont également prometteurs. Un schéma particulièrement intéressant consisterait à compléter un parc de régénérateurs thorium-uranium par des réacteurs rapides utilisant un cœur régénérateur uranium-plutonium entouré d'une couverture en thorium qui fournirait l'excédent d'uranium233 nécessaire à la croissance du parc. Un tel schéma est envisagé par les Indiens qui ont l'expérience des réacteurs à eau lourde de type CANDU et construisent un **RNR** sodium.
Des études théoriques sur les réacteurs à sels fondus sont effectuées en France, particulièrement au CNRS. Ces réacteurs ont des propriétés très intéressantes aussi bien en ce qui concerne la sûreté que la non-prolifération. Le combustible s'y présente sous forme d'un mélange de fluorures de thorium,

d'uranium, de béryllium et de lithium. Le combustible liquide passe par des échangeurs de chaleur. L'équipe du CNRS (Voir http://lpsc.in2p3.fr/gpr/gpr/french/rsf.htm) a démontré qu'il était possible de concevoir des réacteurs rapides à sels fondus dont les **coefficients de température** et de **vide** seraient fortement négatifs. Par ailleurs, il est envisageable, en cas d'élévation inacceptable de la température du combustible, de vider tout ou partie du combustible dans un réservoir tel que le système devienne automatiquement sous-critique,et donc, que la réaction en chaîne s'arrête d'elle-même. Des réacteurs à sels fondus à sûreté passive, se mettant en condition sûre sans intervention humaine, seraient donc parfaitement réalisables.

Il serait regrettable que des orientations trop hâtivement décidées, et en absence de véritable débat scientifique et technique concernant les réacteurs et cycles du futur, soient prises sous prétexte que certaines orientations seraient trop éloignées des pratiques actuelles. La période se prête à une réflexion approfondie et ouverte. Les études « papier » ne suffisent pas et il est nécessaire que des maquettes de petite dimension de réacteurs prometteurs soient réalisées dans le cadre de collaboration internationales. C'est ainsi qu'il serait très intéressant de reprendre le programme sur les réacteurs à sels fondus initié dans les années 60 par le laboratoire d'Oak Ridge en réalisant une maquette de quelques dizaines de MW. Le stock de ^{233}U nécessaire pourrait être facilement constitué en remplaçant quelques combustibles MOx classique par des combustibles MOx thoriés. Enfin la France pourrait proposer une collaboration au Canada et à l'Inde pour évaluer les potentialités des réacteurs **CANDU** et à sels fondus vis-à-vis du cycle thorium-uranium 233.

Les réserves et ressources d'uranium reconnues comme assurées et possibles permettent d'assurer l'approvisionnement des réacteurs actuels pendant environ 2 siècles, si la consommation reste stable. Par contre si, comme il est probable et souhaitable, elle croît de manière importante dans le monde, les réserves seront épuisées en quelques dizaines d'années dans le contexte technologique actuel. Heureusement nous disposons de plusieurs solutions pour surmonter ce problème : l'extraction de l'uranium de l'océan et la mise en oeuvre de surgénérateurs. Dans ce second cas, plusieurs surgénérateurs ont déjà fonctionné en France, Russie et Japon. La généralisation de cette technique peut, effectivement, donner une solution réaliste et crédible à la question énergétique.

radiotoxicité R(t) des rejets d'actinides à l'équilibre