

Systèmes du futur et stratégies

S. David

► **To cite this version:**

S. David. Systèmes du futur et stratégies. École thématique. Ecole Internationale Joliot-Curie de Physique Nucléaire, Maubuisson, 18-23 Septembre 2006, 2006, pp.335-371. <cel-00143118>

HAL Id: cel-00143118

<https://cel.archives-ouvertes.fr/cel-00143118>

Submitted on 24 Apr 2007

HAL is a multi-disciplinary open access archive for the deposit and dissemination of scientific research documents, whether they are published or not. The documents may come from teaching and research institutions in France or abroad, or from public or private research centers.

L'archive ouverte pluridisciplinaire **HAL**, est destinée au dépôt et à la diffusion de documents scientifiques de niveau recherche, publiés ou non, émanant des établissements d'enseignement et de recherche français ou étrangers, des laboratoires publics ou privés.

Systèmes du futur et stratégies

S. David

Institut de Physique Nucléaire
CNRS/IN2P3 et Université Paris XI
Orsay

Résumé

Ce cours tente de discuter des choix futurs qui pourront être faits pour l'énergie nucléaire, et d'explicitier la physique qui définit les caractéristiques des différentes filières envisageables. Nous donnons en premier lieu un aperçu de la problématique générale de l'énergie au XXI^{ème} siècle, qui permet d'avoir une idée de ce qui peut être demandé dans le futur à l'énergie nucléaire. Nous détaillons ensuite les caractéristiques des filières actuelles, basées sur la fission de ^{235}U , qui consomment seulement 0,5% du potentiel énergétique total du minerai. La question des réserves en uranium et de la nécessité de passer à des filières régénératrices est discutée. Quelques calculs physiques montrent rapidement que la régénération demandera de changer de technologie, de développer des réacteurs rapides pour le cycle uranium, ou des réacteurs à sels fondus basés sur le cycle du thorium. Les deux cycles uranium et thorium sont comparés, sur la base des inventaires en matière fissile, de souplesse de déploiement, et d'efforts de R&D à mener avant d'atteindre le stade industriel. En guise de conclusion, nous revenons sur des discussions abordées pendant l'école Joliot-Curie, en tentant de donner quelques points d'éclaircissement sur les différentes stratégies qui peuvent être adoptée dans les années à venir.

Abstract

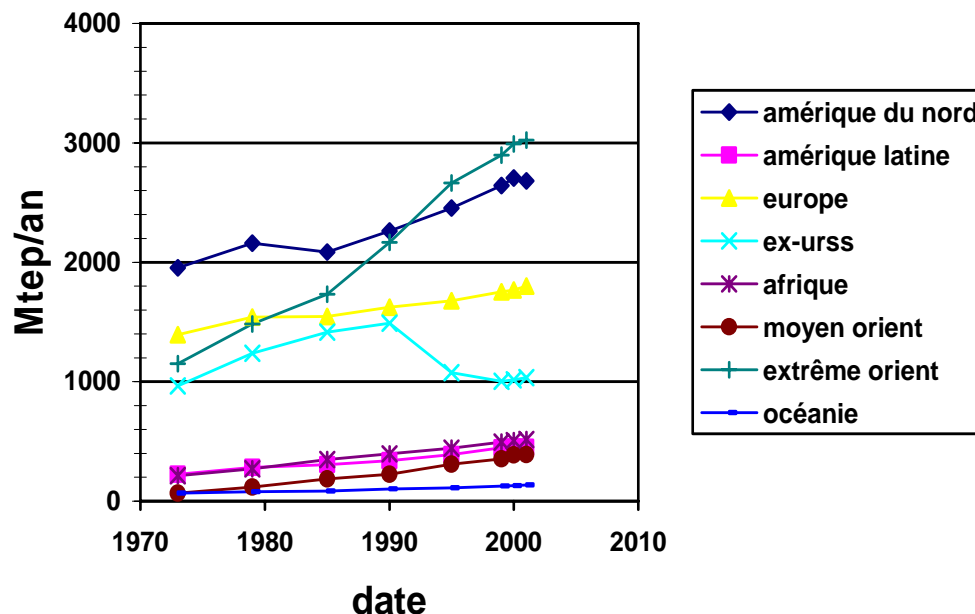
This lecture deals with the different nuclear technologies which could be developed in the future. We present some physical aspects of future fission-based nuclear reactors. First, we give an overview of the energy problematic in the coming century, in order to define what could be requested from nuclear power. We describe the present reactors, based on the fission of ^{235}U . They require around 200 tons of natural uranium to fission only 1 ton of fissile material. Regarding the estimated uranium resources, the question of the transition towards breeding reactors is discussed. Some simple calculations show that breeding of plutonium can be reached only with a fast neutron spectrum. For the thorium cycle, breeding with thermal neutrons requires the use of molten salt reactors. These two fuel cycles are compared in term of fissile inventory, ability of deployment, and R&D efforts. As a conclusion, we discuss some questions which showed up during the Joliot-Curie school, concerning the different strategies which could be chosen in the coming years.

1	Contexte énergétique et nucléaire.....	3
1.1	Le contexte actuel.....	3
1.2	La production d'électricité	5
1.3	La consommation d'énergie dans le futur	6
1.4	Les contraintes de l'effet de serre	7
1.5	Le casse-tête énergétique	7
2	La situation en France	9
2.1	Retraitement ou cycle ouvert ?.....	9
2.2	Le combustible MOX.....	11
2.3	Déchets et matières valorisables	11
3	Le potentiel de production des filières actuelles	12
3.1	L'uranium enrichi.....	12
3.2	La masse de combustible nécessaire	13
3.3	Le retraitement	14
3.4	Optimisations possibles.....	15
3.5	Réserves d'uranium et potentiel de production.....	16
4	Nucléaire durable : la régénération	17
4.1	Principe de base.....	17
4.2	Les neutrons disponibles	18
4.3	L'inventaire de matière fissile.....	20
4.3.1	L'inventaire en cœur	20
4.3.2	L'inventaire total de matière fissile.....	22
4.4	Le temps de doublement	23
5	Les réacteurs rapides	25
5.1	Les différents concepts.....	25
5.2	Le déploiement des RNR	26
6	La voie plus innovante du cycle thorium.....	28
6.1	Généralités sur le thorium	28
6.2	Le concept MSBR	30
6.3	Le concept TMSR	32
6.3.1	Le concept TMSR thermique	32
6.3.2	Le concept TMSR sans graphite	33
6.4	Le déploiement des RSF au thorium.....	34
7	Epilogue : quelles stratégies pour le futur ?.....	37

1 Contexte énergétique et nucléaire

1.1 Le contexte actuel

La consommation mondiale s'élève aujourd'hui à plus de 10 milliards de tep pour une population d'environ 6 milliards d'individus. Observons tout d'abord la consommation d'énergie globale des grandes régions du monde.



source DGEMP – chiffres clé de l'énergie, édition 2004

L'Extrême-Orient, qui domine depuis 1990 environ la consommation d'énergie dans le monde. La croissance de l'énergie y est forte, du fait du développement rapide de la Chine et de l'Inde. La part de l'Extrême-Orient dans la consommation d'énergie mondiale passe de 18.7% en 1973 à près de 30% en 2001.

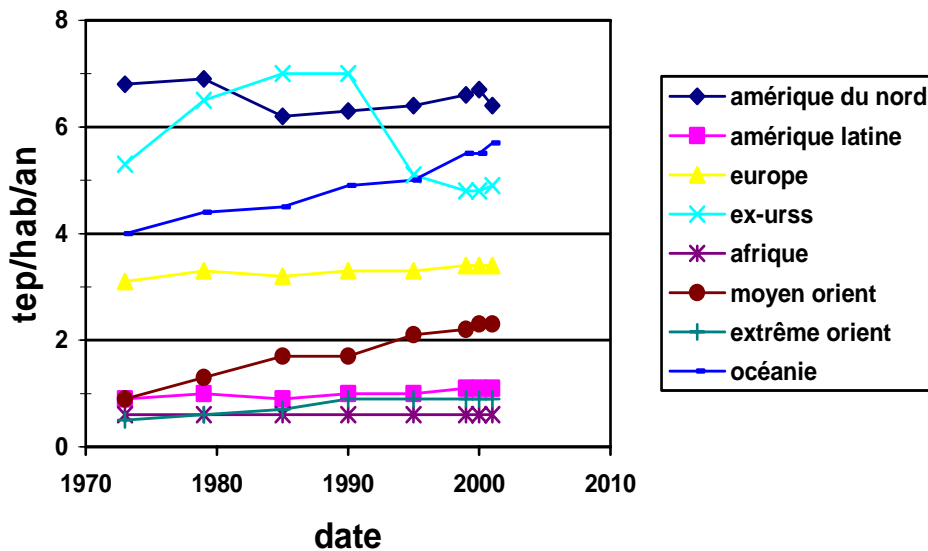
L'Amérique du Nord : les Etats-Unis (et dans une moindre mesure le Canada, du fait de sa faible population) sont de très gros consommateurs d'énergie pour une population limitée. La part de l'Amérique du Nord dans la consommation mondiale a tendance à baisser : 31.7% en 1973 contre 26.4 aujourd'hui.

L'Europe de l'Ouest voit sa consommation d'énergie croître raisonnablement depuis une trentaine d'années. Comme pour l'Amérique du Nord, la part de l'Europe décroît : 22.7% en 1973 contre 17.7% aujourd'hui.

L'ex-URSS : l'effondrement du système soviétique au début des années 1990 est nettement visible en termes de consommation d'énergie.

On observe également que l'Amérique latine et l'Afrique se développent lentement. Leur part dans la consommation d'énergie mondiale augmente légèrement : 3.6% et 3.5% respectivement en 1973, pour 4.4% et 5.1% aujourd'hui. Ces régions sont pourtant énormément peuplées.

Regardons de plus près la consommation d'énergie moyenne par habitant selon ces mêmes régions du monde. On consomme donc en moyenne environ 1.5 tep chaque année. Les différences de consommation peuvent être très importantes entre les pays riches et les pays pauvres. La figure suivante donne quelques exemples de consommation d'énergie par habitant pour les grandes régions du monde.



source DGEMP – chiffres clé de l'énergie, édition 2004

On observe que l'Amérique du Nord doit son statut de champion du monde uniquement à cause de l'effondrement du système soviétique... On observe également que pour un niveau de vie du même ordre de grandeur, un européen consomme près de deux fois moins d'énergie qu'un américain du Nord ou qu'un Australien. Ceci est dû pour beaucoup à la géographie des pays et des villes. Aux États-Unis, la densité de population est très faible et les transports entre villes demandent souvent plusieurs milliers de km. De plus, les villes elles-mêmes sont très étalées, et ceci a deux conséquences : d'une part le déplacement intra urbain demande souvent de longues distances par rapport aux villes concentrées (comme en Europe), et d'autre part, il est difficile de mettre en place des réseaux efficaces de transports en commun. A cela s'ajoutent l'utilisation de véhicules très lourds, et une utilisation massive de la climatisation pendant les périodes chaudes. Notons que pour des raisons de confort, mais aussi de santé, la climatisation est en pleine croissance en Europe (canicule de 2003). On note également que la consommation par habitant en Asie est relativement constante, et que le fort accroissement noté dans la figure précédente de la consommation globale de l'Asie n'est dû finalement qu'à l'augmentation de population.

Enfin on mesure l'écart important entre les régions pauvres du monde (Afrique, Amérique latine, ...) et les pays développés. Ecart d'autant plus important pour l'Afrique que la consommation d'énergie par habitant stagne depuis 30 ans.

Le tableau suivant donne la répartition des différentes sources d'énergie primaires utilisées aujourd'hui.

Source	(Gtep/an)	%
Fossile	8,0	80
dont		
Charbon / pétrole / gaz	3,7 / 2,1 / 2,2	37 / 21 / 22
Nucléaire	0,6	6
Renouvelables	1,32	13,2
dont		
Hydraulique	0,7	7
Biomasse traditionnelle	0,6	6
Solaire, éolien, géothermie, nouvelle biomasse, etc...	0,02	0,2
TOTAL	10 Gtep	100%

Source DGEMP

Note : La structure de la consommation est calculée à partir de tep « électrique » utilisant la définition « avant 2002 », soit 1 MWh = 0,222 tep.

On constate que les combustibles fossiles dominent la production d'énergie : plus de 80% de notre consommation fait appel à ces sources d'énergie (charbon, pétrole et gaz).

La biomasse traditionnelle représente une part importante de l'énergie dans le monde, environ 11%. Il s'agit principalement de bois de chauffage « gratuit » (donc difficilement comptabilisable...), utilisé massivement dans les pays en voie de développement. Il faut distinguer cette biomasse traditionnelle de la « nouvelle » biomasse, qui elle, nécessite la mise en place de toute une filière. Cela concerne principalement les nouvelles centrales électriques au bois (granulés, copeaux, ...), les centrales de chauffage urbain et les biocarburants. Cette nouvelle biomasse est aujourd'hui totalement négligeable dans la production d'énergie, même si localement elle peut être tout à fait significative. Il en va de même des autres nouvelles sources d'énergies renouvelables, comme l'éolien, le solaire ou la géothermie.

L'énergie hydraulique est une énergie renouvelable très développée. En France le potentiel hydraulique est utilisé à plus de 95%. Pourtant, cette source d'énergie ne représente que 7% de la consommation mondiale d'énergie. La moitié environ par des barrages, l'autre moitié par des centrales au fil de l'eau. Il existe un fort potentiel, mais malheureusement dans des régions souvent éloignées des régions peuplées, ce qui rend difficile sa mise en œuvre.

Enfin, l'énergie nucléaire représente aujourd'hui environ 6% de la production d'énergie, autant que l'énergie hydraulique, et comme celle-ci, elle est dédiée à la production d'électricité.

1.2 La production d'électricité

L'électricité joue un rôle très important dans la consommation d'énergie mondiale. La consommation d'électricité augmente toujours plus vite que la consommation d'énergie globale, du fait du développement des pays pauvres qui ont petit à petit recours à l'électricité. Cependant, aujourd'hui, 2 milliards de personnes n'ont pas accès à l'électricité.

Le tableau suivant donne les différents modes de production pour différentes régions du monde, le cas de la France y est indiqué.

Production électrique par filière en 2001 en TWh	Combustible fossile	Nucléaire	Hydraul.	Géothermie Eolien photovoltaïque	TOTAL
Amérique du Nord	3100	894	585	106	4684
Europe	1664	964	571	89	3290
France	46.8	421	78.6	3.7	550
Allemagne	364.2	171	23	24	583
Danemark	31.3	-	-	6.4	37.7
Suède	6.4	72	79	4	162
TOTAL OCDE	5754	2290	1295	218	9556

Source DGEMP

On constate que la France est un cas à part, seule la Suède est relativement comparable, puisque ces deux pays n'utilisent que très peu de combustibles fossiles pour produire de l'électricité, l'alternative étant le nucléaire et l'hydraulique. On constate également que des pays comme l'Allemagne ou le Danemark, symboles médiatiques de la lutte écologique du 21^{ème} siècle produisent leur électricité essentiellement avec des combustibles fossiles, la part des énergies renouvelables hors hydraulique ne dépassant guère 4% pour l'Allemagne pour la production d'électricité. Le Danemark quant à lui produit environ 17% de l'électricité par énergie renouvelable, essentiellement les éoliennes.

La France s'est lancée dans le nucléaire dans les années 70, en même temps que d'autres pays comme l'Allemagne ou les Etats-Unis, essentiellement pour des raisons d'indépendance énergétique, mise à mal lors du choc pétrolier de 1973. Les programmes nucléaires de la plupart des pays se sont vite arrêtés, dès le contre-choc pétrolier, le premier accident de Three Miles Island aux USA puis Tchernobyl. Seule la France a poussé à son terme son programme nucléaire, et produit aujourd'hui près de 80% de son électricité par les centrales nucléaires.

1.3 La consommation d'énergie dans le futur

Les scénarios démographiques prévoient aujourd'hui une augmentation de la population de 50% environ sur 50 ans, soit environ 9 milliards d'habitants en 2050. Au-delà, il semble extrêmement difficile de prévoir quoi que ce soit, certains scénarios prédisant une baisse de la population mondiale, d'autres une croissance continue. Si l'on fait l'hypothèse simpliste (et donc fautive !) que l'on consommera en moyenne autant d'énergie par habitant en 2050 (soit 1,5 tep/hab/an), cela donnerait une consommation d'énergie annuelle de 15 milliards de tep en 2050. En fait, la croissance de la population est beaucoup plus forte dans les pays aujourd'hui en plein développement, qui ne consomment encore que très peu d'énergie par rapport aux pays riches, qui eux voient leur population rester relativement stable. La tendance est donc à une consommation en 2050 bien au-delà des 15 milliards de tep, si cela est bien entendu possible du point de vue des ressources, de l'économie et de l'environnement...

Les scénarios prévoient des consommations d'énergie en 2050 entre 15 et 30 Gtep. Aucun d'entre eux ne prend vraiment en compte le problème de ressources en combustibles fossiles, très difficiles à quantifier précisément. On sait pourtant que le pic de production du pétrole arrivera autour de 2020, les plus pessimistes le prévoyant pour 2010. Le pic de production du

gaz devrait suivre celui du pétrole de 10 ans environ. Enfin, pour le charbon, les réserves sont plus abondantes, mais sa consommation risque d'augmenter rapidement avant 2050 afin de remplacer le pétrole et le gaz. Ainsi, le charbon ne semble pas être une source durable au-delà du siècle à venir.

1.4 Les contraintes de l'effet de serre

Brûler une matière carbonée rejette dans l'atmosphère du CO₂. Ce CO₂ s'accumule, et on mesure aujourd'hui déjà une augmentation de la concentration de CO₂ dans l'air de près de 40% par rapport à l'époque pré-industrielle. Il n'y a plus aucun doute aujourd'hui sur le fait que ce CO₂ provient des activités humaines et principalement de l'utilisation massive des combustibles fossiles.

Les recommandations des climatologues nous imposent de mettre en place des politiques de réduction massive d'émission de gaz à effet de serre, CO₂ en tête. Il faut qu'en 2050, l'humanité émette en moyenne 2 fois moins de CO₂ qu'aujourd'hui, soit 3 milliards de tonnes de carbone émise par an au niveau de la planète. Si en 2050 chaque habitant émet la même quantité de CO₂, pour une population de 9 milliards d'habitants, un français devra en émettre 6 fois moins qu'aujourd'hui (d'où le fleurissement des scénarios « facteur 4 »), un allemand 9 fois moins et un américain du Nord 15 fois moins. Les scénarios « facteur 4 » qui fleurissent en France, déjà extrêmement difficile à atteindre sont calculés pour une population de 6 milliards d'habitants, et sont donc encore insuffisants.

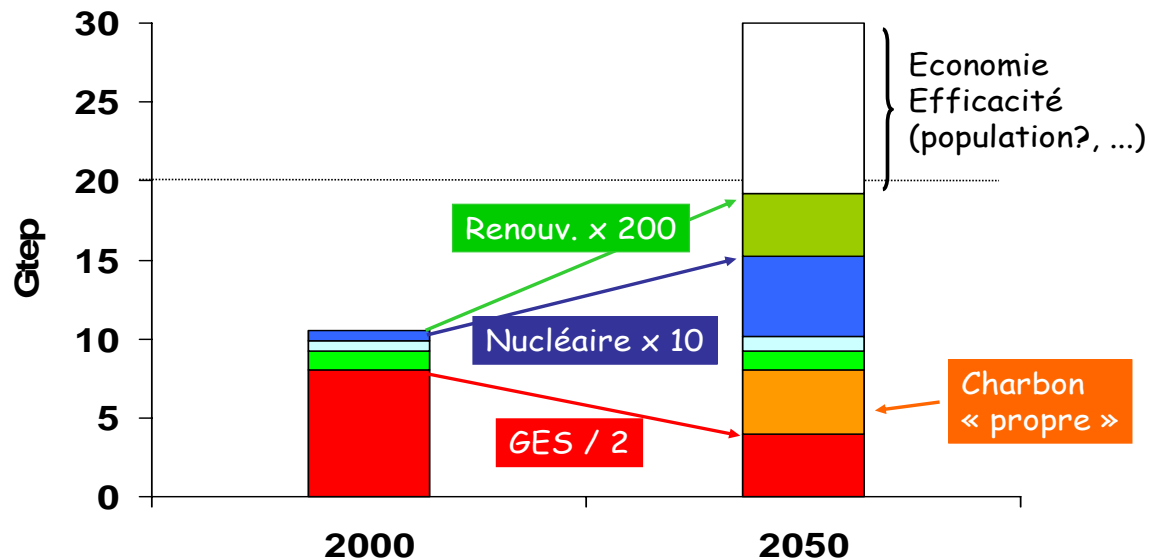
Il faudra donc réduire considérablement notre utilisation des combustibles fossiles, ou mettre en place des stratégies de captage et stockage de CO₂ à très grande échelle.

1.5 Le casse-tête énergétique

D'après ce dont nous venons de discuter, nous pouvons maintenant lister les trois points clé du casse tête énergétique :

- La consommation d'énergie doit augmenter, pour satisfaire le besoin légitime des pays pauvres à atteindre un meilleur niveau de vie.
- Les réserves de combustibles fossiles (80% de notre production énergétique actuelle) vont s'épuiser dans le siècle à venir.
- Nous devons réduire nos émissions de gaz à effet de serre d'un facteur 2 au niveau mondial en 50 ans.

La figure suivante résume la situation (critique). Il ne s'agit pas d'un scénario à prendre au pied de la lettre, mais plus d'une illustration graphique du casse-tête énergétique et des ordres de grandeurs mis en jeu.



Résoudre le problème nécessitera donc de mettre en place le captage et stockage du CO₂ issu du charbon, développer le nucléaire et encore plus les nouvelles énergies renouvelables. Et cela ne pourra suffire : il faudra mettre en place des politiques d'économie d'énergie et optimiser l'efficacité énergétique.

En résumé, aucune source, aucune option ne peut seule résoudre le problème, les batailles de chapelles (entre pro nucléaire et anti, entre pro renouvelable et anti, entre pro sobriété et anti) sont des batailles du siècle passé, qui nous conduiraient à la catastrophe.

Si le nucléaire est amené à jouer un rôle pour lutter contre l'effet de serre et remplacer les énergies fossiles qui viendront à disparaître, il faut envisager des taux de croissance qui peuvent atteindre un facteur 10 en 50 ans. Bien entendu un tel développement ne sera pas sans risque : déchets, prolifération, sûreté des installations. Le développement des énergies renouvelables non plus : par exemple, que penser d'un monde où les pays pauvres mourraient de faim, mais produiraient les biocarburants nécessaires aux pays riches ? Et que penser des économies d'énergie ? Le fonctionnement de notre société est basé sur une utilisation massive d'énergie, économiser conduit à une baisse générale de la consommation, une récession économique, une augmentation massive du chômage, serons nous capable de gérer ces problèmes ? Quoi qu'il en soit, c'est maintenant qu'il faut aborder ces questions, et pas dans 20 ans, il sera trop tard.

Nous présentons dans ce cours les différents aspects de ce que peut être un nucléaire du futur durable et déployé à grande échelle, du point de vue de la gestion des ressources et des déchets.

2 La situation en France

Tous les réacteurs électrogènes qui fonctionnent en France sont des REP (Réacteur à Eau Pressurisée) qui utilisent un combustible à base d'uranium enrichi (UOX). La puissance installée est de 63 GWe pour une production annuelle de l'ordre de 420 TWh, soit un taux d'utilisation des réacteurs entre 75 et 80%. Cette production représente environ 75% de la production électrique française. Ce parc nucléaire a été installé rapidement dans les années 70. La durée de vie initiale des réacteurs était de 30 ans. Les études réalisées en cours de fonctionnement permettent



d'envisager un prolongement de cette durée de vie à 40 ans, voire au-delà pour les réacteurs les plus récents. Les premiers réacteurs devraient ainsi s'arrêter en 2020. En envisageant une augmentation de la durée de vie moyenne des réacteurs à 45 ans, le rythme d'arrêt des réacteurs serait de l'ordre de 2GWe installés par an, soit une diminution linéaire de la puissance installée du parc actuel de 60 GWe à 0 entre 2020 et 2050.

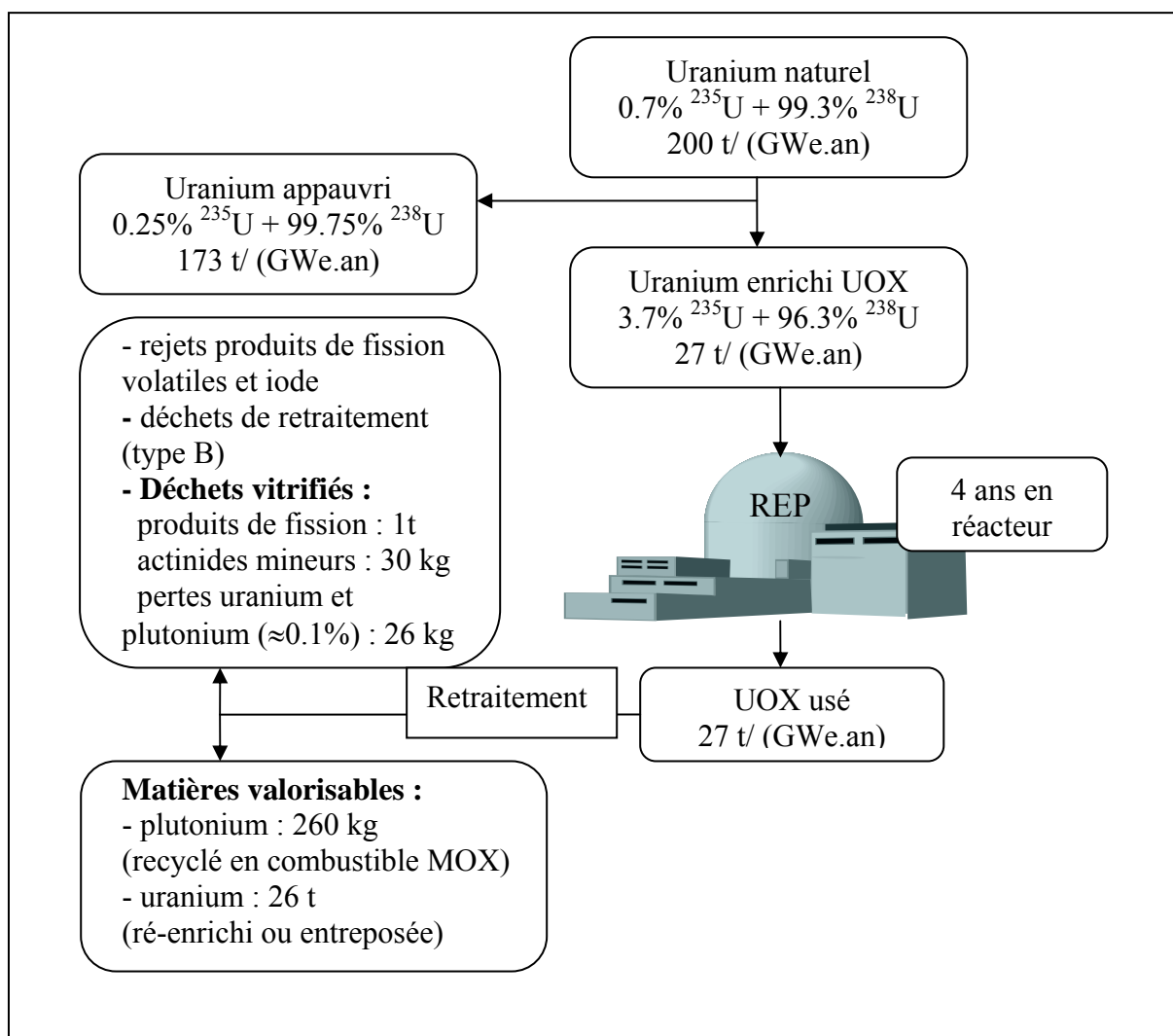
Les premiers réacteurs construits ont une puissance de 900 MWe, alors que les derniers (paliers N4) ont une puissance de 1450 MWe. Les turbines à vapeur utilisées en aval du réacteur pour transformer la chaleur produite en électricité ont un rendement thermique de 33% environ. Ce faible rendement (comparé aux 45% des centrales à gaz) vient essentiellement du fait que l'eau sortant du cœur doit être liquide, et que les tenues sous pression des matériaux permettent d'atteindre des températures de l'ordre de 270 °C.

2.1 Retraitement ou cycle ouvert ?

Certains pays comme la Suède ou les Etats-Unis considèrent aujourd'hui ce combustible utilisé comme un déchet à stocker. En France, on traite ce combustible pour en extraire la matière dite valorisable, le plutonium et l'uranium. En effet, le plutonium est essentiellement composé de ^{239}Pu , qui est un noyau fissile au même titre que l' ^{235}U . Le retraitement consiste à extraire l'uranium et le plutonium des combustibles usés. Le plutonium est réutilisé sous forme d'un nouveau combustible MOX (Mixed Oxyde), mélange d'uranium appauvri et de plutonium (environ 7% de Pu). Ce combustible MOX est utilisé dans 20 réacteurs REP de 900 MWe, à hauteur de 30% du cœur, et produit aujourd'hui environ 8% de la puissance électrique nucléaire, 92% provenant des combustibles UOX. Aujourd'hui, environ 80% du plutonium issu des UOX usés est recyclé sous forme de MOX. Les UOX usés non retraités sont entreposés tels quels.

Lors de la phase de retraitement du combustible UOX utilisé :

- les produits de fission volatils sont relâchés dans l'atmosphère (les gaz rares comme le krypton) ou dans la mer (iode et tritium).
- les autres produits de fission et les actinides mineurs (Np, Am et Cm) sont considérés sans ambiguïté comme des déchets nucléaires. Ils sont coulés dans des verres très résistants (vitrification), ce qui constitue un conditionnement considéré aujourd'hui comme définitif ; ils sont donc destinés *in fine* au stockage. Il semble aujourd'hui très difficile d'envisager la reprise de ces verres pour en extraire les noyaux qui pourraient être transmutés (c'est-à-dire transformés en noyaux stables ou à vie courte) dans les réacteurs du futur.
- le plutonium est séparé du combustible UOX utilisé pour être utilisé sous forme de combustible MOX.
- l'uranium irradié est également séparé. Une partie (30%) est aujourd'hui ré-enrichi et alimente 2 tranches de réacteurs.



2.2 Le combustible MOX

Le plutonium est donc séparé puis mélangé avec de l'uranium appauvri, et constitue ainsi un nouveau combustible, le MOX (Mixed Oxyde). La concentration du plutonium dans l'uranium est de l'ordre de 7%. Ce combustible reste environ 4 ans en réacteur. Une fois utilisé, il contient (en masse) encore beaucoup d'uranium (91%), 4% de plutonium, 4% de produits de fission, et enfin environ 1% d'actinides mineurs, essentiellement Américium et Curium produits à partir de captures successives sur les isotopes du plutonium.

Ce combustible MOX usé est ensuite entreposé en attente d'un traitement éventuel dans le futur. Comme il contient du plutonium, il est considéré comme une matière valorisable, même s'il contient également beaucoup de matières non valorisables, comme les produits de fission ou les actinides mineurs.

2.3 Déchets et matières valorisables

On peut lister les principales matières nucléaires issues de la production d'électricité :

- uranium appauvri : issu du processus d'enrichissement de l'uranium naturel, et pour une moindre mesure de l'uranium de retraitement
- combustibles UOX non retraités : 20% environ des combustibles UOX usés ne sont pas retraités et sont entreposés en attente. Comme ils contiennent du plutonium, ils sont considérés comme matière valorisable
- combustibles MOX usés : tous les combustibles MOX sont entreposés « tels quels » sans retraitement, et considérés comme matière valorisable
- verres (déchets C) : les produits de fission et actinides contenus dans les UOX retraités sont vitrifiés ensemble et constituent les déchets de haute activité à vie longue (HAVL)
- déchets B : les coques et embouts issus du retraitement des combustibles UOX sont compactés et forment les déchets de moyenne activité à vie longue. Les volumes sont plus importants que le HAVL, mais leur radioactivité est bien moindre (environ 2% de celle des HAVL).

Une autre façon de présenter ces données est de se placer du point de vue des véritables déchets, c'est-à-dire les produits de fission et les actinides mineurs :

- produits de fission non volatiles : 70% vitrifiés (UOX), 30% entreposés (MOX usés et UOX non retraités)
- actinides mineurs : 35% vitrifiés (provenant des UOX), 65% entreposés (MOX usés et UOX non retraités)

On s'aperçoit donc que du point de vue des matières non valorisables, seule une partie est considérée comme déchet, du fait de la stratégie de retraitement incomplète. Pour les actinides mineurs, qui ont une radioactivité et une radiotoxicité beaucoup plus importante sur le long terme que les produits de fission, seuls 30% sont gérés en tant que déchets, le reste étant entreposé dans les MOX usés. La terminologie de « déchets » et de « matière valorisable » prête donc à confusion. Bien entendu, le plutonium joue un rôle clé dans cette terminologie. Nous reviendrons longuement sur le rôle que peut jouer le plutonium dans le futur, et sur la justification de son classement comme « valorisable ».

3 Le potentiel de production des filières actuelles

Nous discutons ici du potentiel de production des filières utilisées actuellement, en détaillant leur consommation en uranium naturel et les points qui peuvent être optimisés sans modification majeure des réacteurs.

3.1 L'uranium enrichi

Entretenir une réaction en chaîne avec de l'uranium naturel ou faiblement enrichi en ^{235}U nécessite de disposer de neutrons de faible énergie. En effet, en dessous d'un eV d'énergie, la fission de ^{235}U est fortement favorisée par rapport à la capture sur ^{238}U , et même si ce dernier est présent en bien plus grande quantité, la forte section efficace de fission de ^{235}U est suffisante pour assurer le maintien de la réaction en chaîne. Il est donc nécessaire de ralentir les neutrons, produits aux alentours de 2 MeV, à des énergies thermiques, de l'ordre de 0,025 eV. Si l'on souhaite utiliser de l'uranium naturel, il faut un modérateur efficace et très peu capturant, comme le graphite et l'eau lourde. L'utilisation de l'eau légère demande un enrichissement du combustible en ^{235}U afin de compenser les pertes parasites par capture neutronique sur l'hydrogène. Le degré d'enrichissement est choisi afin de pouvoir laisser le combustible plusieurs années dans le réacteur. Il était au début de l'ordre de 2,5%, et atteint 3,7% aujourd'hui. Les réacteurs de type EPR prévoient d'utiliser un uranium enrichi à 5 ou 6%.

Le processus d'enrichissement ne pouvant être parfait, on rejette une certaine quantité d' ^{235}U dans l'uranium appauvri. On peut calculer la masse d'uranium naturel M_{nat} nécessaire pour produire une masse M_{enr} d'uranium enrichi :

$$\frac{M_{\text{nat}}}{M_{\text{enr}}} = \frac{x_{\text{enr}} - x_{\text{app}}}{x_{\text{nat}} - x_{\text{app}}}$$

Avec x_{nat} la proportion d' ^{235}U dans l'uranium naturel ($x_{\text{nat}} = 0,72\%$), x_{enr} la proportion d' ^{235}U dans l'uranium enrichi et x_{app} la proportion d' ^{235}U dans l'uranium appauvri.

La technique utilisée actuellement, notamment en France, est celle de la diffusion gazeuse. Elle consiste à faire passer un gaz d'uranium (UF_6) à travers des membranes ; l'uranium le plus léger diffusant plus rapidement, le gaz sortant est légèrement enrichi en ^{235}U . En répétant cette opération un grand nombre de fois, on peut ainsi enrichir l'uranium naturel à des teneurs de l'ordre de 3 à 5% en ^{235}U . Le taux de rejet de ^{235}U dans l'uranium appauvri est de l'ordre de 0,25%. Cette technique consomme énormément d'énergie : en France, deux réacteurs nucléaires sont dédiés à l'alimentation de l'usine Eurodiff, qui assure la production d'uranium enrichi pour le parc français. Avec $x_{\text{app}} = 0,2\%$ et $x_{\text{enr}} = 3,7\%$, la formule précédente donne $M_{\text{nat}} = 7 M_{\text{enr}}$. Ainsi on extrait 7 fois plus d'uranium naturel que la masse de combustible nécessaire à alimenter les réacteurs REP.

Plus l'uranium naturel est cher, plus on a tendance à « mieux » l'enrichir, c'est-à-dire diminuer le taux d' ^{235}U dans l'uranium appauvri. Dans le futur, la technique de l'ultracentrifugation est amenée à remplacer la technique de diffusion gazeuse. Elle permet de réduire considérablement la consommation d'énergie : moins de 100 kWh pour produire 1 kg d'uranium enrichi à 3% contre 9500 kWh pour la technique à diffusion gazeuse.

Réduire le taux de rejet de ^{235}U dans l'uranium appauvri de 0,25% à 0,1% permet d'économiser 20% des ressources en uranium naturel, puisqu'on a alors $M_{\text{nat}} = 5,7 M_{\text{enr}}$.

3.2 La masse de combustible nécessaire

Lors du fonctionnement du réacteur, la puissance est maintenue à peu près constante. Elle peut varier selon la demande ; elle est par exemple plus faible en été qu'en hiver. Raisonons à puissance fixée. La puissance correspond au nombre de fissions par seconde, multiplié par l'énergie délivrée par chaque fission. On a donc :

$$P_{\text{th}} = \sum_i N_i \sigma_i^{\text{fis}} \varphi \varepsilon_f$$

où P_{th} est la puissance thermique du cœur, N_i le nombre de noyau de l'espèce i dans le cœur, σ_i^{fis} sa section efficace moyenne de fission, φ le flux neutronique moyen dans le cœur, et ε_f l'énergie délivrée par fission ($\varepsilon_f \approx 200 \text{ MeV}$). En raisonnant pour 1 cm^3 de combustible, on a :

$$p_{\text{th}} = \sum_i n_i \sigma_i^{\text{fis}} \varphi \varepsilon_f$$

où p_{th} est la puissance émise par un cm^3 de combustible. Dans la pratique, on sait extraire une certaine quantité de chaleur de 1 cm^3 . Cette valeur dépend du caloporteur, de sa capacité calorifique, de sa vitesse d'écoulement le long des barreaux de combustibles, de sa pression, de sa température, etc... La température de sortie est la plus haute possible afin d'avoir un rendement thermique le meilleur possible, mais il est limité par des contraintes technologiques. En particulier pour l'eau, monter sa température lorsqu'elle est liquide impose des pressions élevées. La fiabilité de la tenue des systèmes utilisés est au cœur de la sûreté des réacteurs, et limite ainsi la température de sortie maximale admissible. On voit donc que la densité de puissance thermique admissible dans le cœur dépend de très nombreux paramètres. Elle est de l'ordre de 330 W/cm^2 dans les réacteurs français de type REP, et peut atteindre 500 W/cm^3 dans un réacteur refroidi au sodium.

Connaissant le nombre de noyaux fissiles (via la densité du combustible), leur section efficace moyenne de fission, et l'énergie délivrée par une fission, on peut ainsi calculer le flux neutronique dans le cœur :

$$\varphi = \frac{p_{\text{th}}}{\sum_i n_i \sigma_i^{\text{fis}} \varepsilon_f}$$

La densité de l'oxyde d'uranium étant de 10 g/cm^3 environ, on obtient un flux de l'ordre de quelques $10^{14} \text{ n/cm}^2/\text{s}$.

La densité de puissance thermique de 330 W/cm^3 de combustible permet également de calculer l'inventaire initial nécessaire pour faire fonctionner le réacteur. On a :

$$V_{\text{comb}} = \frac{P_{\text{th}}}{\rho_{\text{th}}}$$

Et

$$M_{\text{comb}} = V_{\text{comb}} d_{\text{comb}} = \frac{P_{\text{th}}}{\rho_{\text{th}}} d_{\text{comb}}$$

Cela donne environ 80 tonnes pour un réacteur de 1 GWe.

Enfin, la masse de matière fissionnée chaque année par un réacteur de puissance électrique P_e vaut :

$$M_{\text{fis}} = \frac{P_e}{\eta_{\text{th}} \varepsilon_f} \frac{M_{\text{mol}}}{N_{\text{av}}}$$

où η_{th} est le rendement thermique de l'installation, M_{mol} la masse molaire du combustible et N_{av} le nombre d'Avogadro. On calcule ainsi qu'un REP fissionne environ 1 tonne de matière pour produire une puissance de 1GWe pendant 1 an.

On constate donc d'après les calculs précédents que 80 tonnes de combustible à uranium enrichi permet de faire fissionner 3 tonnes de matière, puisqu'il reste environ 3 ans en cœur. L'uranium enrichi est donc utilisé à $3/80 = 3.75\%$. Cela est dû au fait que ce combustible contient essentiellement de ^{238}U qui fissionne très peu dans un réacteur à neutrons thermiques, comme les réacteurs REP.

3.3 Le retraitement

A l'issue d'un premier passage en REP, le combustible à la composition

	t=0	t=3 ans
^{238}U	26328	25655
^{235}U	954	280
^{236}U	-	111
^{239}Pu	-	156
Pu tot	-	266
Am, Cm	-	20
PF vie moyenne $^{137}\text{Cs}, ^{90}\text{Sr}$ (≈ 30 ans)	-	43
PF vie longue ($\approx 10^{5-6}$ ans)	-	63
PF total	-	946

Deux éléments contiennent un potentiel énergétique non négligeable : l'uranium et le plutonium. L'uranium contient encore plus de 1% d' ^{235}U , c'est-à-dire plus que l'uranium naturel. Il peut donc être ré-enrichi. En France, près de 30% de l'uranium irradié est ré-enrichi et alimente deux tranches, soit 3% environ du parc. Retraiter et ré-enrichir tout l'uranium irradié des centrales permettrait donc d'économiser environ 10% d'uranium naturel.

Le plutonium quant à lui est essentiellement composé de ^{239}Pu , qui est fissile. Il peut donc jouer le rôle de ^{235}U dans le réacteur. En France, environ 80% du plutonium est recyclé sous forme de combustible MOX.

Malheureusement, le ^{239}Pu n'est pas un fissile de très grande qualité en spectre de neutrons thermiques : sa section efficace de capture est très importante, environ 50% de sa section efficace de fission. Ainsi la production de ^{240}Pu est élevée, et le ^{240}Pu peut dégrader sensiblement le fonctionnement du réacteur. En effet, le ^{240}Pu n'est pas un noyau fissile, mais son seuil de fission est assez bas, ainsi le coefficient de vide peut vite devenir positif lorsque le ^{240}Pu est présent en quantité notable dans le cœur. Cet effet limite considérablement le potentiel énergétique du recyclage du plutonium dans les réacteurs à spectre thermique.

3.4 Optimisations possibles

D'après les calculs précédents, on peut dresser le tableau suivant :

	Consommation pour 1GWe.an
U fissionné	1 tonne
U enrichi	27 tonnes
U naturel	180 tonnes

On obtient donc un taux d'utilisation global du minerai de $1/180 = 0,55\%$.

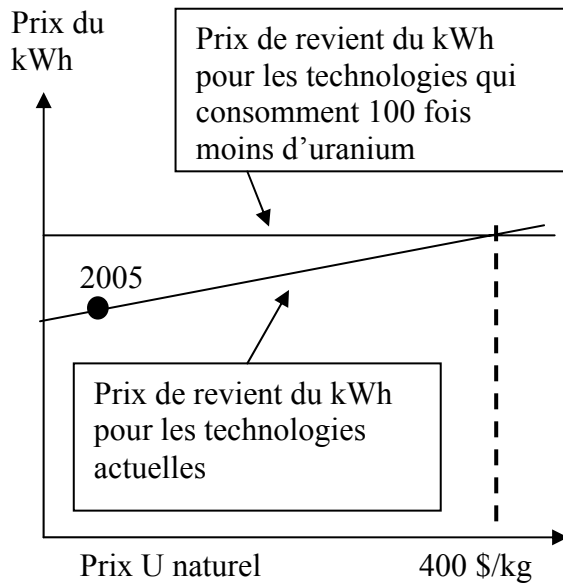
La filière des réacteurs à eau peut bien entendu être optimisée :

- le taux d' ^{235}U dans l'uranium appauvri peut être réduit, notamment grâce à la technique de l'ultracentrifugation ; atteindre un taux de rejet de 0,1% permet d'économiser environ 20% sur la consommation en uranium naturel.
- Le recyclage de tout le plutonium permet d'économiser 10% des ressources en uranium naturel, sans modification de technologie.
- Le ré-enrichissement de tout l'uranium irradié représente également une économie de 10% sur la consommation de l'uranium naturel.
- Multirecycler tout le plutonium ne permet pas d'augmenter sensiblement le potentiel énergétique du combustible irradié. L'accumulation d'isotopes non fissiles du plutonium, importante en spectre thermique, n'est pas favorable. L'économie peut atteindre 15% en modifiant la géométrie du cœur du réacteur. Il faut par exemple réduire la quantité de modérateur (réacteurs sous modérés) pour éviter au maximum l'empoisonnement du cœur par les isotopes non fissiles et les produits de fission.
- D'autres solutions encore : on peut également enrichir l'uranium appauvri accumulé depuis le début de l'industrie nucléaire (près de 200000 tonnes en France), qui contient encore de ^{235}U parfois en quantité non négligeable. On peut également envisager d'augmenter le rendement des installations en augmentant la pression et donc la température de sortie de l'eau du cœur.

La somme de toutes ces mesures permettrait d'atteindre des consommations d'uranium naturel de l'ordre de 100 tonnes/GWe/an, soit environ 2 fois moins qu'aujourd'hui.

3.5 Réserves d'uranium et potentiel de production

Il existe beaucoup d'incertitudes sur les réserves en uranium. Les réserves prouvées d'uranium sont de l'ordre de 4 millions de tonnes (Mt). Les estimations des réserves terrestres ultimes en uranium sont de l'ordre de 16 à 23 Mt, selon les études. Il existe bien 3Gt d'uranium dissous dans les océans, mais l'extraction de cette ressource semble totalement irréaliste aujourd'hui.



En fait, ces chiffres dépendent fortement du prix maximum envisagé de l'uranium. Ce prix limite envisagé est fixé aujourd'hui à 400 \$/kg (le prix actuel de la livre d' U_3O_8 est de 40\$). Pour fixer ce prix limite il faut tenir compte du fait qu'il existe des technologies qui permettent de consommer 100 fois moins d'uranium que les réacteurs actuels. Ces filières sont plus chères à construire, mais une fois construites, le prix du combustible uranium est négligeable. Afin de fixer des limites aux ressources d'uranium, il faut donc tenir compte du fait que si l'uranium devient très cher, ces technologies (décrites par la suite) deviennent compétitives. Notons qu'aujourd'hui, le prix de l'uranium naturel représente environ 4% du prix de revient final du kWh nucléaire.

Les ressources ultimes en uranium sont donc difficiles à quantifier, puisqu'elles dépendent évidemment de la quantité d'uranium que l'on saura extraire à un prix donné, mais également du prix de revient des différentes filières de réacteurs. Ce seuil est délicat à déterminer, du fait de progrès éventuels de la technologie de l'extraction, du manque de prospection - jusqu'à récemment - de gisements d'uranium, du coût (encore inconnu) des différents réacteurs régénératifs envisagés, enfin de contraintes macroéconomiques et géopolitiques. Aujourd'hui, le prix limite d'extraction, auquel les technologies surgénératrices deviennent compétitives est estimé à 400 \$/kg, soit 10 fois plus qu'aujourd'hui. Cela correspond selon les sources à des ressources ultimes en minerai d'uranium de 16 à 23 millions de tonnes.

D'après ce qui vient d'être discuté, on peut tracer le tableau suivant :

Production nucléaire mondiale	285 GWe (équivalent pleine puissance)
Consommation mondiale d'U nat	60000 t/an
Réserves U (RRA+RSE+spéculatives)	16-23 millions de tonnes
Potentiel de production	
- au taux actuel (et utilisation actuelle de U)	280 – 400 ans
- scénario « nucléaire x 10 » et optimisation de l'utilisation de l'U naturel en REP	≈ 50 – 80 ans

Note : RRA : ressources raisonnablement assurée, RSE : ressources supplémentaires estimées.

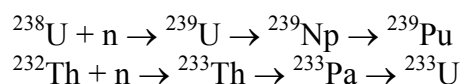
On constate donc que les filières actuelles ne sont pas durables si le nucléaire est amené à jouer un rôle important dans le futur. A l'inverse, si cette énergie stagne dans le siècle à venir, ou si sa production est multiplié par seulement 2, les ressources en uranium semblent suffisante pour assurer une production d'énergie pour quelques siècles.

La situation actuelle semble annoncer une reprise importante du nucléaire dans le monde, dans le but de remplacer une partie des énergies fossiles (ressources limitées et lutte contre l'émission de gaz à effet de serre). Certains scénarios prévoient une multiplication par 8 du nucléaire dans les 50 ans qui viennent. Ce chiffre peut sembler énorme, mais dans ce cas, le nucléaire ne représenterait « que » 20% de l'énergie dans le monde, et le problème des ressources en fossiles et de l'effet de serre ne seraient pas encore réglés. Dans ce type de scénario, les tensions sur les ressources en uranium apparaîtraient avant 2050. C'est pourquoi de nombreux pays étudient aujourd'hui de nouvelles technologies, dites surgénératrices, permettant de réduire d'un facteur 100 la consommation d'uranium (par unité d'énergie produite). Ces technologies font appel à la régénération, que nous abordons maintenant.

4 Nucléaire durable : la régénération

4.1 Principe de base

Le but de la régénération est d'utiliser au mieux la matière naturelle disponible, c'est-à-dire l'uranium, ou même le thorium. L' ^{238}U et le ^{232}Th sont les deux actinides les plus abondants, mais comme ils ont un nombre pair de neutrons, ils fissionnent très difficilement lorsqu'ils sont soumis à un flux de neutrons issus de fission de noyaux lourds. Lorsqu'ils absorbent un neutron, ils le capturent, et produisent ainsi un nouveau noyau. Dans les deux cas (^{238}U et ^{232}Th), le noyau produit est fissile. On qualifie donc l' ^{238}U et le ^{232}Th de **noyaux fertiles** :



Dans les deux cas, la capture d'un neutron est suivie de deux décroissances β^- de relativement courte période (la plus longue est celle du ^{233}Pa : 27 jours). Dans ce qui suit, on oubliera donc ces noyaux intermédiaires, pour écrire simplement que la capture d'un neutron sur l' ^{238}U produit un ^{239}Pu , et une capture sur le ^{232}Th produit un noyau d' ^{233}U .

Considérons maintenant un réacteur composé de ^{238}U et de ^{239}Pu . Le ^{239}Pu fissionne et produit ainsi de l'énergie. Son stock a donc tendance à diminuer puisqu'il disparaît par fission et capture. Si on s'arrange pour que chaque noyau de ^{239}Pu disparu soit remplacé par un nouveau noyau de ^{239}Pu produit par la capture d'un neutron par un noyau de ^{238}U , on dit que le réacteur est régénérateur ou iso-générateur.

Dans le cas d'un réacteur iso-générateur, la masse de matière fissile est constante dans le cœur, et seule la matière fertile diminue. Ainsi, chaque fission qui a lieu dans le réacteur provient d'un noyau de fertile (non fissile) qui aura auparavant capturé un neutron pour produire un noyau fissile. On ne consomme donc que de la matière fertile. Cela permet d'optimiser l'utilisation du minerai d'uranium naturel, puisque tout l' ^{238}U est utilisé pour

produire de l'énergie, alors que jusqu'à maintenant on n'utilisait que l'isotope fissile de l'uranium (^{235}U : 0,7% de l'uranium naturel).

La régénération permet donc d'extraire d'une masse donnée d'uranium naturel, 200 fois plus d'énergie que les filières actuelles. Les réserves prouvées d'uranium (et aussi de thorium) permettant alors d'envisager une production d'énergie nucléaire massive et durable sur plusieurs dizaines de milliers d'années. Mais comme on va le voir la régénération n'est pas toujours possible, d'ailleurs, les réacteurs actuels sont incapables de régénérer leur matière fissile.

4.2 Les neutrons disponibles

Pour régénérer la matière fissile par capture d'un neutron sur la matière fertile, il faut disposer de suffisamment de neutrons. Jusqu'à présent, les neutrons ne servaient qu'à induire une fission, qui créait à son tour des neutrons, et la réaction en chaîne pouvait se maintenir d'elle-même. Chaque fission émet environ 3 neutrons, et sur ces 3 neutrons, il suffisait qu'un seul induise une fission pour maintenir la réaction en chaîne, les 2 autres pouvant être perdus.

Afin de régénérer la matière fissile, il faut maintenant que les 2 autres neutrons fassent des choses particulières. Considérons un réacteur composé d'un combustible $^{238}\text{U}/^{239}\text{Pu}$ et raisonnons pour une fission induite dans le cœur du réacteur. Le nombre de neutrons produits est noté ν . On calcule maintenant le nombre de neutrons consommés pour à la fois maintenir la réaction en chaîne et régénérer la matière fissile.

- tout d'abord le maintien de la réaction en chaîne impose qu'une fission induise une autre fission. Comme on raisonne pour une fission, le nombre de neutron consommé pour maintenir la réaction en chaîne est 1.

- pour calculer le nombre de neutrons consommés pour régénérer la matière fissile, il nous faut d'abord calculer le nombre de noyaux fissiles perdus. Ce nombre ne vaut pas 1, car le noyau fissile ne fait pas que fissionner. Il peut en effet capturer le neutron. Comme on raisonne pour une fission du ^{239}Pu , le nombre de neutron capturé par capture sur le ^{239}Pu est le rapport des probabilités de fission et de capture de ce noyau, soit $\frac{\sigma_{cap}^{fissile}}{\sigma_{fis}^{fissile}}$, rapport que l'on

notera α . Pour une fission, on perd donc un peu plus que 1 noyau fissile, on en perd $1+\alpha$. Le terme α dépend bien entendu du noyau fissile considéré (^{239}Pu ou ^{233}U), et aussi du spectre neutronique, puisque les sections efficaces sont des sections efficaces moyennées sur un spectre de neutrons. Comme on perd $1+\alpha$ noyaux fissiles, il faut les régénérer, ce qui demande à consommer de nouveau $1+\alpha$ neutrons sur la matière fertile, afin de maintenir le nombre de noyaux fissiles constant.

Récapitulons :

- production de neutrons : ν

- consommation de neutrons :

1 : un neutron induit une fission du ^{239}Pu pour maintenir la réaction en chaîne.

α : nombre de neutrons capturés sur le ^{239}Pu sans induire de fission

$(1+\alpha)$: nombre de neutrons capturés sur la matière fertile pour régénérer les $1+\alpha$ noyaux fissiles disparus

Au total, on consomme donc $2(1+\alpha)$ neutrons.

On distingue donc trois cas :

$\nu < 2(1+\alpha)$: le système est sous générateur, c'est-à-dire que la fission ne produit pas assez de neutrons pour à la fois maintenir la réaction en chaîne et régénérer la matière fissile

$\nu = 2(1+\alpha)$: le système est iso-générateur : on a juste assez de neutrons pour régénérer la matière fissile et maintenir la réaction en chaîne

$\nu > 2(1+\alpha)$: le système est surgénérateur, il a des neutrons disponibles après avoir maintenu la réaction en chaîne et régénéré la matière fissile. Ces neutrons disponibles peuvent être utilisés pour différentes choses, notamment pour produire plus de matière fissile que ce qui est consommée, afin de déployer une filière de réacteur.

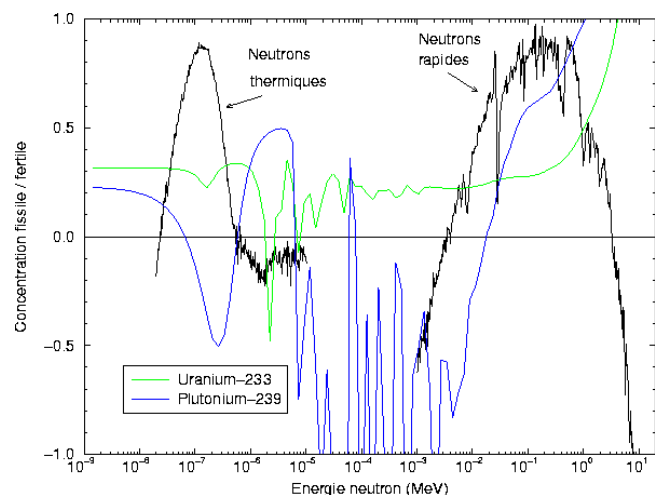
Il s'agit ici d'un calcul simplifié, mais, les valeurs données par le terme $\nu - 2(1+\alpha)$ permettent de déterminer si un système peut être régénérateur ou non. Dans la pratique, on a toujours des pertes de neutrons (fuites ou captures parasites sur les matériaux de structure), ainsi pour qu'un système puisse être régénérateur, il faut absolument que ce coefficient $\nu - 2(1+\alpha)$ soit largement positif.

On appelle souvent ce terme le nombre de neutrons disponibles, puisque ce sont des neutrons disponibles pour faire autre chose que le maintien de la réaction en chaîne et la régénération de la matière fissile. On note donc :

$$N_d = \nu - 2(1+\alpha)$$

Ce terme ne dépend que des propriétés de la matière fissile, c'est-à-dire ^{239}Pu ou ^{233}U , et ne dépend pas des propriétés de la matière fertile. On peut tracer ce terme en fonction de l'énergie du neutron incident, à partir des sections efficaces de capture et de fission du noyau fissile du cycle. On constate sur cette figure que pour le cycle uranium, seul le spectre rapide de neutron permet d'atteindre la régénération. En spectre thermique en effet, le nombre de neutrons disponible est clairement négatif, ce qui est dû à une forte résonance dans la section efficace de capture du ^{239}Pu au niveau de la bosse thermique. Pour le cycle thorium en revanche, le

nombre de neutrons disponibles est relativement constant sur toute la gamme d'énergie, ce qui signifie que la régénération est théoriquement possible en spectre thermique ou rapide. En rapide, le nombre de neutrons disponibles est moins élevé que pour le cycle uranium, et nous



verrons que la régénération est difficile à obtenir en spectre thermique, du fait d'un empoisonnement rapide du réacteur par les produits de fission et le ^{233}Pa .

4.3 L'inventaire de matière fissile

L'inventaire de matière fissile d'un réacteur régénérateur est un paramètre très important puisqu'il s'agit de la masse de matière fissile dont il faut disposer pour démarrer le réacteur. Il est donc le paramètre clé pour les études de scénarios. Pour les réacteurs à combustible solide, il faut prendre en compte la masse de matière fissile dans le cœur du réacteur, et prendre en compte le fait que ce cœur doit régulièrement être recyclé, et qu'il passe pour cela un certain temps dans une usine de retraitement, pendant lequel il n'est pas utilisé pour produire de l'énergie. Nous présentons ici un calcul simplifié de l'inventaire total de matière fissile.

4.3.1 L'inventaire en cœur

L'inventaire en cœur de matière fissile, noté I_c , est la masse de matière fissile nécessaire pour démarrer un cœur de réacteur régénérateur. On le normalise par GWe. On peut l'écrire :

$$I_c = M_{comb} C_{fis}$$

Avec M_{comb} la masse totale de combustible (toujours pour 1GWe) et C_{fis} la concentration de fissile dans le combustible :

$$C_{fis} = \frac{N_{fis}}{N_{fis} + N_{fer}}$$

La masse totale de combustible M_{comb} dépend principalement de la densité du combustible et de la quantité de chaleur que l'on sait extraire d'un volume donné de combustible. Comme on raisonne pour 1 GWe, on peut écrire :

$$P_{th} = \rho_{th} V_{comb} = \rho_{th} \frac{M_{comb}}{d_{comb}}$$

où V_{comb} est le volume total de combustible, ρ_{th} la densité de puissance ($\text{W}_{th}/\text{cm}^3$ de combustible) et d_{comb} la masse volumique du combustible (g/cm^3). On obtient donc :

$$M_{comb} = \frac{P_{th}}{\rho_{th}} d_{comb} = \frac{P_e}{\eta_{th} \rho_{th}} d_{comb}$$

Avec $P_e = 1$ GWe la puissance électrique du réacteur, et η_{th} le rendement thermique de l'installation. Rappelons que la densité de puissance ρ_{th} est déterminée par des considérations de thermo-hydraulique, elle dépend des propriétés du caloporteur, de sa vitesse dans le cœur du réacteur, qui elle-même peut dépendre de la résistance à l'érosion des matériaux entourant le combustible (gainés). Le combustible est mis sous une forme qui résiste à des hautes températures ; c'est la raison pour laquelle on utilise aujourd'hui de l'uranium sous forme d'oxyde alors que l'uranium métallique a une densité beaucoup plus élevée (environ $19 \text{ g}/\text{cm}^3$) et une température de fusion beaucoup plus basse. Enfin, le rendement η_{th} dépend

essentiellement de la température de sortie du caloporteur ; pour l'eau dans les REP elle est de 270°C environ, mais pour le sodium elle peut être plus élevée (500°C), ce qui fait passer le rendement thermique de 33 à 40% environ. L'utilisation du gaz (He) à haute ou très haute température (800 à 1000 °C) peut laisser envisager des rendements de l'ordre de 50%.

Pour un réacteur refroidi au sodium de type Superphénix, la densité de puissance moyenne atteint 500 W/cm³, et le rendement 40%. Le combustible est un oxyde mixte d'uranium et de plutonium de densité 10 g/cm³. On obtient donc une masse totale de combustible dans le cœur du réacteur de $M_{\text{comb}} = 10^9 \times 10 \cdot 10^{-6} / 0,4 / 500 = 50 \text{ t/GWe}$.

La masse totale de combustible n'est pas le paramètre le plus pertinent, la matière première (uranium naturel) étant disponible et peu chère. Le facteur important est la masse de matière fissile dans le cœur, c'est-à-dire ici le plutonium ; c'est en effet une matière non naturelle, produite par les réacteurs actuels, dont les stocks sont limités. Il est donc important de connaître la masse nécessaire qu'il faut accumuler avant de pouvoir démarrer un réacteur. Pour faire ce calcul, nous supposons que la condition de régénération est assurée, et que l'on a construit un réacteur exactement régénérateur ($N_d = 0$). Si la matière fissile est régénérée parfaitement, on peut écrire que le nombre de capture sur le fertile par unité de temps compense exactement le nombre d'absorption (capture et fission) sur le fissile par unité de temps. Cela s'écrit :

$$N_{\text{fertile}} \sigma_{\text{fertile}}^{\text{capture}} \phi = N_{\text{fissile}} (\sigma_{\text{fissile}}^{\text{capture}} + \sigma_{\text{fissile}}^{\text{fission}}) \phi$$

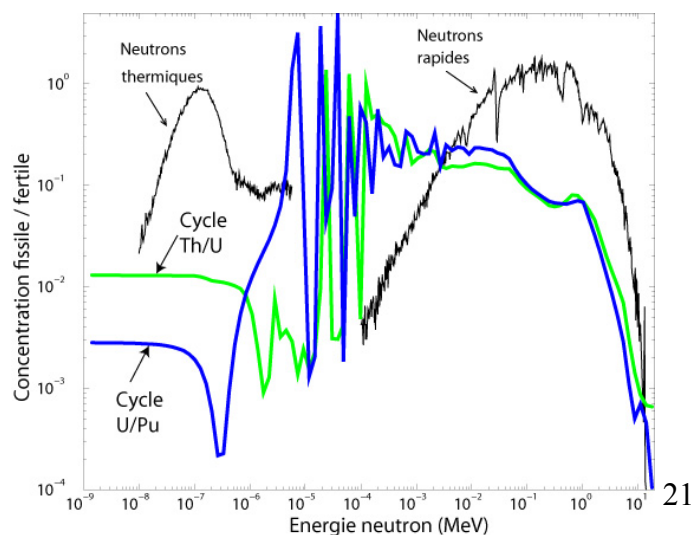
Et on obtient :

$$C_{\text{fis}} = \frac{\sigma_{\text{fertile}}^{\text{capture}}}{\sigma_{\text{fertile}}^{\text{capture}} + \sigma_{\text{fissile}}^{\text{capture}} + \sigma_{\text{fissile}}^{\text{fission}}}$$

Cette formule donne la concentration fissile/fertile correspondant à la régénération. La concentration C_{fis} dépend donc uniquement des sections efficaces moyennes des noyaux fertile et fissile. Ces sections efficaces moyennes dépendent du spectre de neutrons, et donc de tout l'environnement du combustible (gaines, caloporteur, etc...). Le tableau suivant donne les valeurs de ces sections efficaces moyennes obtenues dans un réacteur à neutron rapide refroidi au sodium, de type Superphénix, on obtient une concentration en matière fissile de l'ordre de 13%.

	$\sigma^{\text{cap}} \text{ fertile}$	$\sigma^{\text{cap}} \text{ fissile}$	$\sigma^{\text{fis}} \text{ fissile}$	c (%)
U/Pu rapide	0.3	0.5	1.85	13

On peut tracer le terme C_{fis} comme une fonction de l'énergie du neutron incident, puisqu'il s'agit simplement d'un rapport de sections efficaces, et ceci pour les deux cycles possibles, uranium et thorium. On constate immédiatement que le thorium, qui permet d'atteindre la régénération en spectre thermique, bénéficiera d'un inventaire en cœur plus faible puisque la concentration fissile/fertile est de



l'ordre de 1,5% contre 13% en spectre rapide. Bien entendu, il faut prendre tous les autres paramètres en compte pour comparer précisément les deux cycles uranium et thorium, mais il s'agit ici d'un avantage intrinsèque au cycle thorium.

4.3.2 L'inventaire total de matière fissile

Il faut maintenant tenir compte du retraitement du combustible. En effet, lorsqu'on laisse le combustible en cœur, la masse de matière fissile reste constante, mais la matière fertile disparaît petit à petit, et les produits de fission s'accumulent dans le réacteur. De plus, les matériaux de structure sont irradiés de neutrons, et perdent petit à petit leurs propriétés mécaniques. Il faut donc régulièrement retraiter le combustible. Le retraitement consiste à extraire les produits de fission et remplacer la matière fertile consommée. De plus, on change les gaines du combustible. Pendant qu'un cœur de réacteur est retraité, il ne peut être utilisé pour produire de l'énergie. Il faut donc bien prendre en compte ce paramètre pour calculer l'inventaire total de matière fissile nécessaire au fonctionnement d'un réacteur de 1GWe, supposé fonctionner en continu. Pour cela on introduit T_{irr} et T_{ret} , respectivement les temps d'irradiation (production d'énergie) et de retraitement. Le temps de retraitement comprend un temps de refroidissement préalable du combustible, nécessaire afin de pouvoir intervenir dessus, un temps de retraitement proprement dit où les différentes matière sont séparées, et un temps pour fabriquer le nouveau combustible avec des gaines neuves. Typiquement, il faudra de 5 à 10 ans avec les techniques actuelles pour retraiter un combustible issu d'un réacteur à neutrons rapides (RNR), alors que le temps d'irradiation sera de l'ordre de 5 ans.

L'inventaire total de matière fissile s'écrit donc :

$$I_{tot} = I_c \frac{T_{irr} + T_{ret}}{T_{irr}}$$

Donc si on prend un temps de retraitement de 5 ans et un temps d'irradiation de 5 ans, il faudra 2 cœurs pour faire fonctionner un réacteur en continu. Ceci double donc l'inventaire total de matière fissile nécessaire pour démarrer un RNR.

Les concepts de RNR les plus aboutis aujourd'hui demandent un inventaire total de l'ordre de 10 à 12 tonnes de plutonium. Il s'agit de RNR refroidis au sodium, utilisant un combustible oxyde. Le type de retraitement envisagé est un retraitement par voie aqueuse, tel qu'il est pratiqué aujourd'hui à l'usine de La Hague pour retraiter les combustibles UOX des réacteurs REP. Les cycles d'irradiation seraient de 5 ans environ, et le temps de refroidissement nécessaire de 5 ans, et le temps de séparation/fabrication de 2 ans environ ; on aurait donc un temps de retraitement total T_{irr} de 7 ans environ. Réduire significativement ce temps de retraitement demanderait de pouvoir intervenir sur des combustibles plus chauds, ce qui est difficile avec les méthodes aqueuses actuelles. La voie de la pyrochimie, et de la pyrométallurgie est explorée, mais demande encore beaucoup d'effort avant d'atteindre la maturité industrielle.

Les RNR refroidis au plomb sont très semblables aux RNR sodium en termes d'inventaire de matière fissile. En revanche, les RNR refroidis au gaz présentent des différences notables. Le gaz pouvant extraire moins d'énergie thermique que le sodium (la quantité de matière au contact des barreaux de combustible est moins importante), la densité de puissance du réacteur (W/cm^3 de combustible) est réduite. Mais le temps d'irradiation peut être allongé, et la température atteinte par le gaz en sortie de cœur peut être plus grande que celle atteinte par

le sodium, le rendement thermique peut donc être amélioré ; ces deux paramètres tendent à faire diminuer l'inventaire total de matière fissile par unité de puissance électrique. Enfin concernant le retraitement, il est aujourd'hui très difficile de répondre, puisque comme on l'a dit, le combustible, comme son retraitement, n'est pas défini. Mais pour atteindre des inventaires de l'ordre de 10 tonnes de plutonium par GWe, il faudra sans doute réduire considérablement le temps de retraitement, et donc imaginer des méthodes innovantes, par voie pyrochimique par exemple.

Le tableau suivant donne quelques ordres de grandeur pour comparer les concepts de RNR refroidis par métal liquide ou par gaz, en termes d'inventaires de matière fissile.

	Caloporteur Métal liquide		Caloporteur Helium	
ρ_{th} (W/cm ³)	500		200	
η_{th}	40%		50%	
d_{comb} (g/cm ³)	10		10	
C_{fis}	0.13		0.13	
$I_{cœur}$ (tonnes)	6,5		13	
T_{irr} (années)	5	5	5	15
T_{ret} (années)	5	2	5	2
I_{total} (tonnes/GWe)	13	9	26	15

Cette discussion s'applique bien entendu aux réacteurs à combustible solide, qui nécessite d'être retraité dans une usine. Dans le cas de réacteurs à sels fondus, que nous abordons dans la partie thorium, le combustible est retraité « en ligne », il existe donc une partie du cœur (1/3 environ) qui se trouve hors flux, dans les échangeurs de chaleur et dans l'usine de retraitement. Cette partie joue le rôle des assemblages combustibles solide en phase de retraitement puisqu'ils ne sont pas soumis à un flux de neutrons, et ne servent donc pas à produire de l'énergie. Le même type de calculs simplifiés peut donc être mené même pour des réacteurs à combustible liquide.

4.4 Le temps de doublement

Un RNR peut fonctionner en mode régénérateur, ou isogénérateur ; dans ce cas, sa masse de matière fissile est constante dans le cœur. Mais il peut également fonctionner en mode surgénérateur ; cela signifie que la masse de matière fissile augmente. Nous avons vu précédemment que le nombre de neutrons disponibles N_d était largement positif pour les réacteurs à neutrons rapides. Cela signifie donc que le mode surgénérateur est possible, il faut pour cela que ces neutrons disponibles soient capturés sur de ^{238}U pour produire plus de ^{239}Pu que ce qui est consommé par fission. Concrètement, on entoure un cœur isogénérateur de couvertures contenant uniquement de ^{238}U . Ainsi, la plupart des neutrons qui auraient eu tendance à fuir hors du cœur sont capturés dans ces couvertures. Le plutonium ainsi produit ne sert pas au réacteur puisque le cœur sans couverture est isogénérateur. On retire donc régulièrement ces couvertures pour en extraire le plutonium et l'accumuler hors du réacteur. Au bout d'un certain temps, on en a accumulé suffisamment pour démarrer un nouveau réacteur. C'est ce que l'on appelle le temps de doublement : le temps au bout duquel un réacteur a surgénéré suffisamment de plutonium pour permettre le démarrage d'un nouveau réacteur.

Considérons que le nombre de neutrons disponibles et utilisés pour la surgénération est N_d . La masse totale de matière surgénérée chaque année est donc

$$M_{sur} = N_d F$$

Où F est la masse de matière fissionnée chaque année et vaut : $\frac{P_e M_{mol}}{\eta_{th} \epsilon_e N_{av}} 3.14 10^7$.

Raisonnons pour un RNR sodium de 1 GWe. Son rendement thermique est $\eta_{th} = 40\%$, il fissionne donc chaque année une masse de matière de :

$$10^9 \times 0,239 \times 3.14 10^7 / (0,4 \times 200 10^6 \times 1,6 10^{-19}) = 977 \text{ kg}$$

Si on a $N_d = 0,3$, la masse de matière fissionnée est donc $M_{sur} = 977 \times 0,3 = 293 \text{ kg/an}$.

Le temps de doublement s'écrit :

$$T_d = \frac{I_{tot}}{M_{sur}}$$

Et vaut dans le cas d'un RNR sodium $12000 / 293 \approx 40$ ans.

On constate donc qu'il faut environ 40 ans pour qu'un RNR surgénère suffisamment de matière pour permettre le démarrage d'un second RNR. Ce temps est du même ordre de grandeur que le temps qu'il faut à un REP ou un EPR pour produire l'inventaire total de plutonium d'un RNR.

Dans la pratique un parc de réacteurs est composé de plusieurs réacteurs, qui à un instant donné participent tous à la surgénération. Le premier réacteur peut être démarré à un temps T_d/N_r où N_r est le nombre de réacteur du parc. Ce nouveau réacteur participe alors à la surgénération. Ainsi le temps de doublement est diminué. On peut par exemple faire l'hypothèse d'un parc composé d'un nombre de réacteur très grand pour déterminer le temps de doublement minimum de la filière. Soit $N_r(t)$ le nombre de réacteur au temps t , I l'inventaire d'un réacteur et $x = M_{sur}/I_{tot}$ la fraction de fissile surgénérée par année. En un temps δt , on aura pu démarrer dN_r réacteur avec :

$$dN_r = xN_r dt$$

Ce qui donne :

$$N_r(t) = N_r^0 \exp(xt)$$

Et on obtient un temps de doublement minimal noté T_d^∞ :

$$T_d^\infty = \frac{\ln(2)}{x}$$

Il s'agit là du temps de doublement d'un parc constitué d'un grand nombre de RNR. Dans la pratique le temps de doublement réel sera donc toujours compris entre $T_d = I_{tot}/M_{sur}$ et $T_d^\infty = \ln(2)T_d$.

5 Les réacteurs rapides

5.1 Les différents concepts

Le caloporteur de RNR doit être constitué d'un noyau lourd, il doit être liquide ou gazeux à des températures « accessibles » pour les matériaux que l'on connaît, il doit aussi capturer le moins de neutrons possible, et ne pas corroder les gaines de combustible. Les choix sont assez limités. Le meilleur candidat est aujourd'hui le sodium liquide. Dès les années 80, la France s'est lancée dans un programme d'un prototype industriel de RNR au sodium (Superphénix), les prévisions de l'époque envisageant une envolée des prix de l'uranium dès les années 2000.

Le sodium est un très bon caloporteur, en terme de capacité calorifique. Son principal problème est sa réaction explosive au contact de l'eau ou de l'air, qui oblige à mettre en place des dispositifs de sûreté très spécifiques.

A l'initiative des Etats-Unis, le Forum international Generation-IV mis en place en 2001 regroupe les experts des USA, du Royaume Uni, de la Suisse, de la Corée du Sud, de l'Union Sud-Africaine, du Japon, de la France, de l'Union européenne, du Canada, du Brésil et de l'Argentine. Il vise à identifier des systèmes déployables vers 2040 et satisfaisant aux critères de durabilité, d'économie, de sûreté et de résistance à la prolifération. Parmi les 6 réacteurs retenus, on retrouve trois concepts de RNR fonctionnant sur le cycle U/Pu.

De ces trois concepts régénérateurs, seule la technologie refroidie au sodium peut être considérée comme acquise, au niveau industriel. Elle souffre néanmoins d'une complexité due notamment à la grande quantité de sodium liquide présente dans les circuits de refroidissement primaire et secondaire. Concernant la sûreté du réacteur, le pilotage de ce type de machine est rendu délicat par des coefficients de vide des cœurs de grande taille qui peuvent être positifs, c'est-à-dire que la réactivité peut dans certains cas augmenter si le sodium quitte accidentellement le cœur. Le problème de la recompaction du cœur reste posé : si le cœur s'effondre sur lui-même, le système peut devenir surcritique et la réaction en chaîne peut s'emballer. D'autre part, cette technologie est rendue complexe et chère par les surcoûts inhérents à la technologie sodium. Des progrès restent donc à faire pour assurer une sûreté passive de ce type de réacteur et rendre cette technologie déployable rapidement à grande échelle.

Les RNR refroidis au gaz (de puissance comprise entre 600 et 2400 MWth), nécessitent de développer un combustible spécifique, compatible avec le refroidissement par du gaz à haute température et avec un spectre neutronique rapide. Le défi est d'arriver à un rendement thermodynamique atteignant 48%. Le type de combustible à particule retenu pour les concepts de réacteurs à gaz et à spectre thermique comporte du carbone et ralentit les neutrons. Ils ne peuvent donc être utilisés pour les concepts de réacteurs rapides refroidis au gaz. Il faudra donc rechercher des combustibles encore plus innovants, permettant d'atteindre de très hauts taux de combustion et résistants à l'irradiation jusqu'à des doses de 150 dpa (déplacements par atome), tout en assurant un confinement des produits de fission gazeux en situation accidentelle. Ces combustibles devront être également se prêter au recyclage. On peut envisager de remplacer les combustibles oxydes par des carbures (U, Pu) C ou des oxycarbures. Le combustible représente un verrou essentiel à lever pour les RNR gaz.

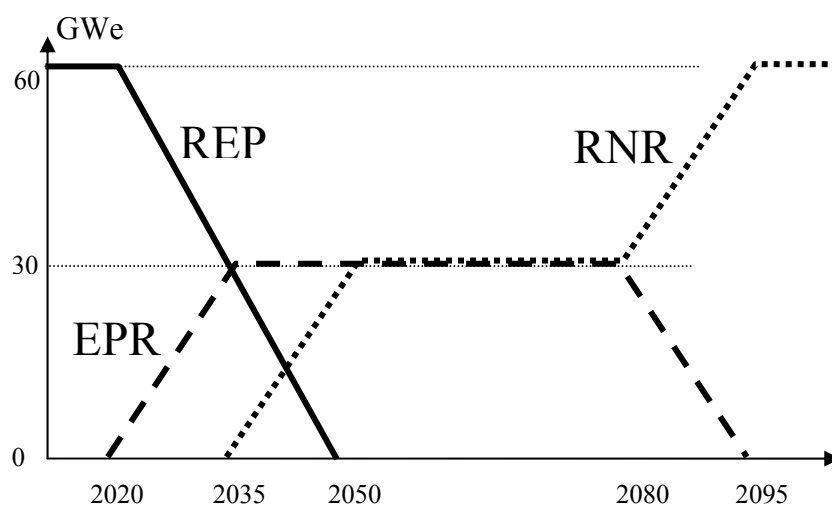
Le concept de refroidissement par du plomb (fondu à température voisine de 500°C) vient des réacteurs russes refroidis par l'eutectique plomb-bismuth ; son intérêt est la faible réactivité du caloporteur avec l'eau et l'air. Le métal fondu (dont la toxicité n'est pas à négliger) pose des problèmes considérables de corrosion avec les matériaux de structure, notamment au niveau de la cuve du réacteur qui doit résister pendant plusieurs années. Ceci pourrait être évité en particulier par un contrôle délicat de l'état physicochimique du caloporteur, que l'expérience MEGAPIE (PSI, Zurich) a permis de développer. Le combustible lui-même (métal, nitrures), de même que son cycle, sont à concevoir. Les problèmes de thermohydraulique sont considérables et l'inspection en service reste à développer. Des progrès significatifs dans la résistance aux matériaux doivent être obtenus pour rendre cette technologie utilisable à grande échelle au niveau mondial.

5.2 Le déploiement des RNR

Les calculs que nous venons d'effectuer montrent qu'il faut disposer d'une certaine quantité de plutonium pour démarrer des RNR régénérateurs. Si on se base sur l'exemple concret de RNR refroidis au sodium, il faut compter environ 12 tonnes de plutonium pour un réacteur de 1 GWe. Considérons le cas français, cela correspond à environ $12 \times 60 = 720$ tonnes de plutonium, si tout le parc français était constitué de RNR au sodium. La production de plutonium par les combustibles UOX est de l'ordre de 250 kg/(GWe.an), soit environ $250 \times 60 = 15$ tonnes par an pour le parc français. Il faut donc faire fonctionner le parc actuel pendant $720 / 15 \approx 50$ ans avant de pouvoir effectuer une transition complète vers des RNR. Bien entendu, la transition ne peut être brutale, puisque les réacteurs REP ne s'arrêteront pas tous la même année, mais cela montre que chaque réacteur REP, de durée de vie de 40 à 50 ans, devra fonctionner entièrement avant d'avoir produit suffisamment de plutonium pour démarrer un RNR de même puissance.

Il faut également prendre en compte le fait que le plutonium est recyclé une fois en combustible MOX, ce qui le dégrade (les isotopes fissiles sont consommés). Il est donc probable que le parc français actuel, prévue pour 40 ans environ, soit insuffisant pour assurer une transition directe vers un parc semblable de RNR. Il faudra donc construire des nouveaux réacteurs de types REP (comme l'EPR), produisant du plutonium à partir d'uranium enrichi, afin d'accumuler suffisamment de plutonium pour un parc de 60 GWe de RNR.

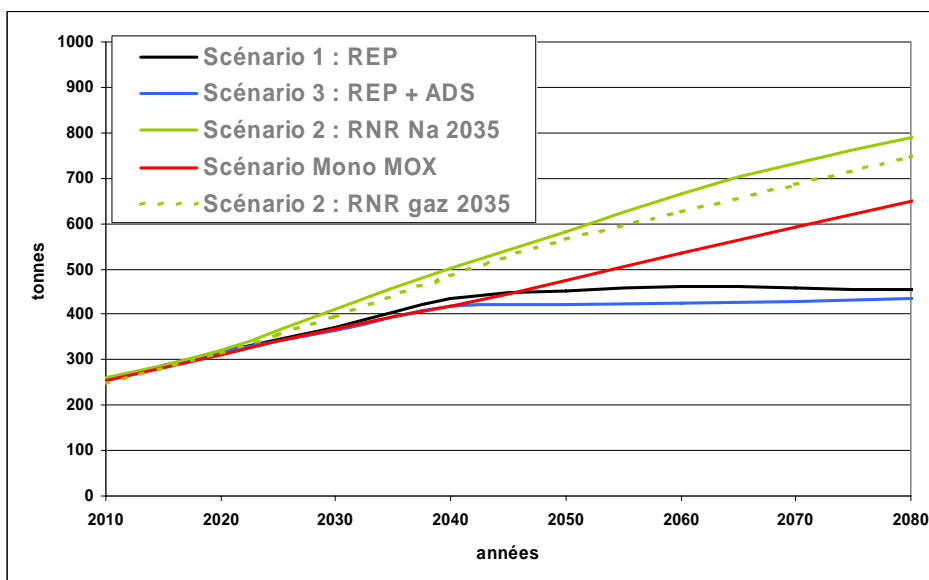
Il s'agit ici d'ordres de grandeurs, mais il existe des programmes informatiques qui permettent d'étudier dans le détail les scénarios de transition entre les réacteurs actuels et les RNR régénérateurs. La figure ci-contre montre un exemple de ce type de scénario calculé dans



le détail. Il s'agit du parc français, considéré à puissance constante (60 GWe), où l'on considère que le parc actuel s'arrête entre 2020 et 2050 à hauteur de 2 GWe installé chaque année. Dans un premier temps, les réacteurs REP sont remplacés par des réacteurs de type EPR (European Pressurized Reactor), d'une durée de vie de 60 ans. Le concept EPR est une évolution du concept REP, et fonctionne sur le même principe (combustible UOX, refroidi à l'eau légère sous pression).

Entre 2035 et 2050, les REP qui s'arrêtent de fonctionner sont remplacés par des RNR régénérateurs, utilisant le plutonium issu des REP et EPR. A partir de 2080, les premiers EPR s'arrêtent de fonctionner, ils sont alors remplacés par des RNR. La fin de la transition apparaît donc en 2115, une fois que tous les réacteurs fonctionnant à l'uranium enrichi sont remplacés par des RNR régénérateurs. On constate ici que le déploiement de nouveaux réacteurs nucléaires durables est une entreprise de long terme. Cela est dû au fait que la durée de vie des réacteurs est longue (60 ans pour les EPR), et que la masse de plutonium nécessaire au démarrage d'un RNR est importante (50 ans de fonctionnement d'un REP ou EPR). Il s'agit du scénario français de référence, très largement étudié, même si beaucoup le considère comme trop volontariste du point de vue de la date de déploiement des RNR.

La figure suivante montre un calcul précis de scénario (EDF), qui permet de suivre année après année la masse totale de plutonium présent dans le cycle, c'est-à-dire en réacteur et en usine de retraitement. Dans le cas de la transition REP → RNR, l'inventaire total atteint 800 tonnes en 2080, et continue à croître légèrement. On constate également sur cette figure que si l'on n'a pas recours aux RNR régénérateurs, le plutonium peut être recyclé et stabilisé en REP pour atteindre une valeur d'équilibre d'environ 450 tonnes dès 2050. Cela contredit l'idée souvent répandue que l'on a besoin des RNR pour fermer le cycle du plutonium, alors qu'il s'agit bien de l'inverse : on a besoin du plutonium pour démarrer les RNR.



Masse de plutonium en fonction de divers scénarios
réf M. Debes, EDF, journées SFEN, Mars 2006

6 La voie plus innovante du cycle thorium

6.1 Généralités sur le thorium

Le cycle du thorium a été étudié dès le début de l'industrie nucléaire. Le fait qu'il n'y ait pas d'isotope fissile dans le minerai explique qu'il n'est pas exploité aujourd'hui. Néanmoins, très vite le sujet de la régénération a été étudié, et les propriétés intéressantes du thorium ont conduit à des études approfondies et des expériences grandeur nature.

Le réacteur de Shippingport

Il s'agit d'un réacteur à eau sous pression. Durant la dernière phase d'opération, le cœur a été adapté pour utiliser un combustible Th/ ^{233}U , ce qui a permis de démontrer la possibilité d'atteindre la régénération en spectre thermique avec le cycle thorium. Entre 1977 et 1982, l'expérience LWBR (Light Water Breeder Reactor) a permis d'atteindre la surgénération avec un cœur de 90 MWe. La gestion du cœur est très complexe, et les cycles d'irradiation doivent être très courts à cause d'un empoisonnement rapide du cœur. Par exemple il était nécessaire d'avoir une partie de l'assemblage mobile, constituée de thorium pur, qui jouait le rôle d'une barre de contrôle, afin de ne perdre aucun neutron pour le pilotage du réacteur.

D'autres expériences ont été menées sur des réacteurs à combustible liquide (RSF réacteurs à sels fondus), qui offrent la possibilité d'être retraités en ligne afin d'en éliminer rapidement les poisons neutroniques les plus gênants. Le combustible est sous forme de sels fondus, et sert également de caloporteur.

Le concept de RSF est né aux Etats-Unis dans les années 50, à l'Oak Ridge National Laboratory (Tennessee). Le premier RSF expérimental est issu d'un programme militaire américain sur la propulsion des avions devant allier autonomie, compacité et légèreté. L'Aircraft Reactor Experiment (ARE) est mis en service en 1954, et fonctionne de façon satisfaisante une centaine d'heures à la puissance de 2.5 MWth. Dans cette expérience, le sel est un mélange de fluorures (53% NaF – 41% ZrF_4 – 6% UF_4) qui a une température de fusion de 500°C. Le cœur est constitué d'un bloc d'oxyde de béryllium destiné à modérer les neutrons. Le sel circule dans ce bloc de béryllium et sort à une température de 850°C. Un problème de corrosion est survenu et a été rapidement maîtrisé. L'expérience a mis en évidence une stabilité suffisante du réacteur et un bon comportement du sel sous irradiation.

Le programme de propulsion nucléaire est arrêté en 1957, mais les bons résultats de l'ARE encouragent la poursuite des recherches sur les RSF à l'ORNL. Les études s'orientent vers un usage civil pour la production l'électricité et débouchent sur la mise en service en 1964 d'un réacteur expérimental : Molten Salt Reactor Experiment (MSRE) d'une puissance de 8MWth. Dans ce système, le cœur est constitué de graphite percé de canaux pour la circulation du sel combustible et des barres de contrôle. Le premier sel utilisé est un fluorure de lithium et de béryllium (« flibe ») : 65% ^7LiF – 29% BeF_2 – 5% ZrF_4 – 1% UF_4 . Ce sel échange sa chaleur avec un sel constituant le circuit secondaire (66% LiF – 34% BeF_2). Le lithium utilisé dans le sel combustible est enrichi à 99.995% en ^7Li afin de réduire l'empoisonnement neutronique et la production de tritium dû à la présence de ^6Li (réaction $^6\text{Li}+n \rightarrow t+\alpha$). De 1965 à 1968, l'uranium du sel est de l'uranium enrichi à 30% en ^{235}U . De 1968 à 1969, le réacteur fonctionnera avec le même sel dans lequel l'uranium enrichi aura été remplacé par de l' ^{233}U pur.

Durant 5 années de fonctionnement sans incident, le facteur de charge est de l'ordre de 85%. Les problèmes de corrosion rencontrés dans l'ARE sont résolus grâce à l'utilisation de l'hastalloy-N (68% Ni – 17% Mo – 7% Cr – 5% Fe) comme matériau de structure pour la cuve et les tuyauteries. L'expérience démontre la tenue des matériaux à la corrosion et à l'irradiation, ainsi que la stabilité des sels fluorures. Le pilotage du système en mode critique est maîtrisé. Toutefois, il sera établi que le passage au stade industriel d'un RSF fonctionnant en spectre thermique et avec un combustible Th/U demande une étape supplémentaire de démonstration, notamment du point de vue du retraitement en ligne du combustible. L'expérience du MSRE aura tout de même testé la fluoration de l'uranium contenu dans le sel, étape clé du retraitement d'un combustible Th/U.

Le projet industriel MSBR (Molten Salt Breeder Reactor) voit le jour en 1969, et fait suite aux résultats encourageants de l'expérience MSRE. Il s'agit d'un projet de RSF électrogène fonctionnant avec le cycle thorium, d'une puissance électrique de 1GW. L'ensemble des études réalisées forme un tout cohérent et très complet, tant au niveau de la thermohydraulique que du retraitement en ligne. Le cœur du MSBR est constitué d'un bloc de graphite percé de canaux dans lequel le sel combustible circule de bas en haut en se réchauffant d'une centaine de degrés. La température moyenne du sel dans le cœur est de 650°C. Le sel envisagé est un sel de fluorures : 72% ${}^7\text{LiF}$ – 16% BeF_2 – 12% $(\text{Th}+\text{U})\text{F}_4$. Le circuit secondaire contient un autre sel : 92% NaBF_4 – 8% NaF , et le rendement thermique global se situe entre 40 et 45%.

L'unité de retraitement associée a pour but d'extraire les produits de fission du sel, ainsi que le protactinium, qui sera laissé hors cœur le temps qu'il décroisse pour produire l' ${}^{233}\text{U}$, alors réinjecté dans le sel. La totalité du sel combustible (50 m³) est retraité en une dizaine de jours. Le système est surgénérateur. L'inventaire en ${}^{233}\text{U}$ nécessaire au démarrage est de l'ordre d'une tonne, son taux de surgénération de 1.05 ; le temps de doublement de la filière est donc de l'ordre de 25 ans.

Ce projet se heurte à la concurrence des surgénérateurs à neutrons rapides, de conception plus classique, basés sur le cycle U/Pu et refroidis au sodium. Aux Etats-Unis, les études sur le MSBR sont arrêtées en 1976, pour des raisons politiques et financières, dues en partie à l'isolement de l'ORNL, seul laboratoire américain à travailler sur les RSF. En France, ces études sont poursuivies jusqu'en 1983 à EDF et au CEA. Ces travaux de ré-évaluation ont permis d'approfondir les problèmes liés à la sûreté et d'acquérir une meilleure connaissance du retraitement en ligne.

D'autres projets et études voient le jour dans les années 80, notamment au Japon (THORIMSNES Thorium Molten Salt Nuclear Energy Synergetics). La voie des surgénérateurs en spectre thermique basée sur le cycle thorium est explorée dans différentes variantes, ainsi que la voie des réacteurs rapides basés sur le cycle U/Pu. Dès la fin des années 80, le concept de réacteur à combustible liquide trouve un nouveau domaine d'application dans le cadre des études sur la transmutation des actinides. L'organisme japonais JAERI étudie un concept RSF à neutrons rapides dédiés à l'incinération de transuraniens sur support inerte (sels chlorures). En 1992, C. Bowman adapte le concept du MSBR à un réacteur RSF à spectre très thermalisé dédié à l'incinération et à la dénaturation du plutonium issu des centrales à eau légère.

En France, le cycle thorium en RSF est relancé dans les années 1990 par différents concepts :

- TASSE (Thorium based Accelerator driven System with Simplified fuel cycle for Energy generation) étudié au CEA.
- AMSTER (Actinide Molten Salt TransmutER) étudié à EDF.
- TMSR (Thorium Molten Salt Reactor) étudié au CNRS.

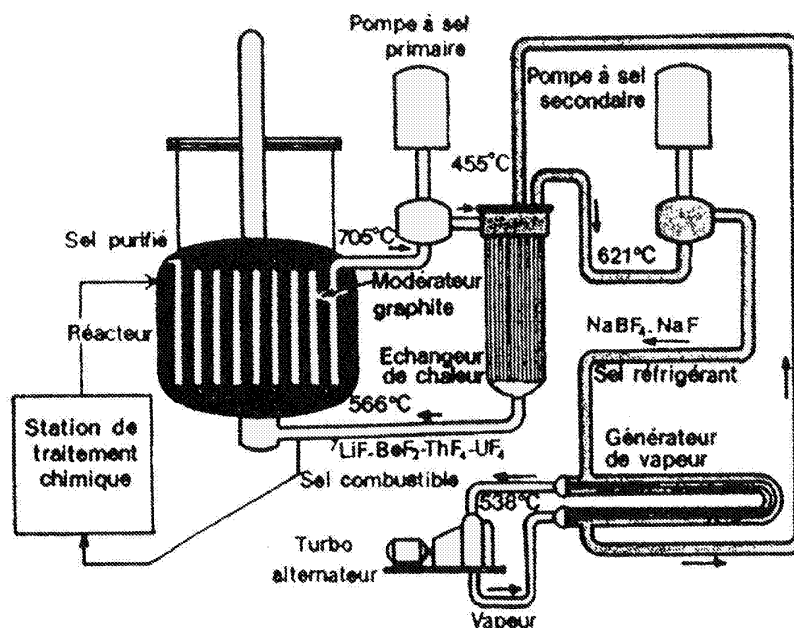
Ces dernières études s'accompagnent d'efforts expérimentaux. Le programme européen MOST est ainsi chargé d'établir le bilan des recherches sur les RSF précédemment évoquées dans le but de définir les besoins en R&D.

6.2 Le concept MSBR

Outre la somme colossale d'études réalisées par l'ORNL dans les années 60 et 70, ce concept a été ré-évalué récemment en France. D'abord par EDF, qui a ré-examiné le projet historique en l'adaptant à l'utilisation d'uranium enrichi ainsi qu'à l'incinération de transuraniens (concept AMSTER ; Actinide Molten Salt transmutER). Concluant aux limites d'une telle adaptation, liées à l'incompatibilité entre un spectre modéré par le graphite et l'incinération d'actinides, cette étude a conduit le CNRS à ré-évaluer le projet MSBR lui-même (surgénérateur de puissance basé sur le cycle thorium).

Le projet MSBR historique a en effet été optimisé de manière à obtenir le maximum de surgénération. Le retraitement consistait à retirer rapidement les produits de fission et le ^{233}Pa ; la totalité du sel combustible devait être retraitée tous les 10 jours, soit un volume de 5 m^3 par jour. Le schéma de retraitement peut être résumé par les 4 étapes suivantes :

- bullage en continu des produits de fission gazeux et métaux nobles
- fluoration de U et Np, réinjecté dans le combustible
- extraction des actinides autres que le thorium (Pa, Pu, Am, Cm, ...) et réinjection différée (décroissance du ^{233}Pa hors-flux)
- extraction réductrice des lanthanides du sel de thorium



Vue globale du projet MSBR, avec son unité de retraitement associée

Le réacteur a été modélisé fidèlement selon les données de l'ORNL. Avec un volume total de sel d'environ 50 m³, dont un tiers se situe hors-flux dans les échangeurs de chaleur, la puissance volumique moyenne dans le sel est d'une centaine de W/cm³ pour une puissance totale de 2500 MWth (équivalent à 1 GWe). La vitesse d'écoulement vertical du sel est de l'ordre du m/s, et maximale au centre du cœur. Au démarrage, une tonne d'²³³U (dans 70 t de thorium) suffit à rendre le réacteur critique.

Le temps rapide d'extraction des lanthanides et du protactinium a été une très lourde contrainte sur le dimensionnement de l'unité de retraitement associée au réacteur, et sur les différents procédés de séparation. Le projet a été abandonné en 1976, au profit d'un projet concurrent de réacteur à neutrons rapides, plus pour des raisons de choix d'investissement qu'à cause de véritables obstacles techniques. Toutefois, on a vérifié qu'un tel retraitement est nécessaire pour rendre le réacteur surgénérateur. En calculant l'évolution de la composition du sel combustible tout en simulant l'extraction des produits de fission telle qu'elle était prévue, on constate que leur taux de capture est suffisamment réduit pour autoriser un taux de surgénération supérieur à 1 du démarrage (1.09) jusqu'à l'équilibre (1.04, soit une production nette d'²³³U d'environ 40 kg.an⁻¹.GWe⁻¹).

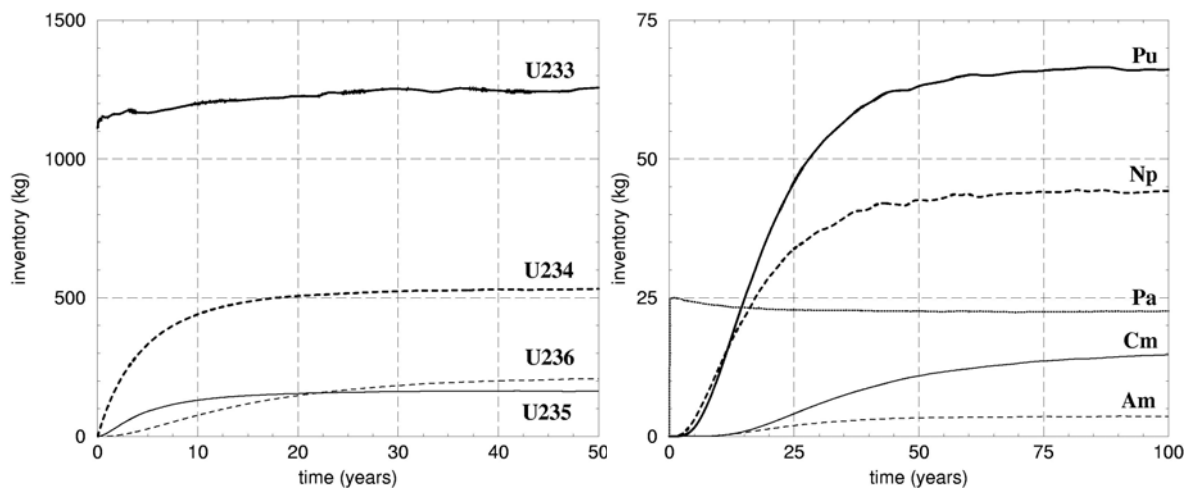


Figure 1 Mise à l'équilibre ré-évaluée de l'inventaire des actinides dans le sel du MSBR

Ce système a pu ainsi être entièrement caractérisé à tout instant. A l'équilibre, l'inventaire des transuraniens reste faible (environ 0.1 tonne) et contient peu de noyaux radioactifs α gênants (seulement 8 kg de ²⁴⁴Cm par exemple). Du fait de son extraction, le ²³³Pa se désintègre surtout hors-flux, ce qui génère une puissance de quelques MW dans son réservoir de stockage. La principale voie de production de l'²³²U ici, en spectre épithermique, est la capture sur le ²³¹Pa. La proportion molaire d'²³²U dans l'uranium à l'équilibre est d'environ 0.1%, ce qui est suffisant pour la détection anti-proliférante du gamma associé de 2.6 MeV. La production de tritium de ce réacteur par réaction sur le ⁶Li et le ⁷Li du sel est évaluée à 150 g/an à l'équilibre, soit 50 fois plus qu'un REP mais moitié moins qu'un réacteur CANDU utilisé actuellement au Canada. Toujours en termes de déchets produits, un point dur du MSBR est la durée de vie estimée à 5 ans de son modérateur graphite endommagé par les neutrons d'énergie supérieure à la dizaine de keV, posant la question de son recyclage. En ce qui concerne la sûreté, les codes de l'époque ont mal évalués les coefficients de température en négligeant l'effet positif sur la réactivité d'une augmentation de la température du graphite. Il a ainsi été vérifié que le coefficient de température global, annoncé négatif, est en fait légèrement positif.

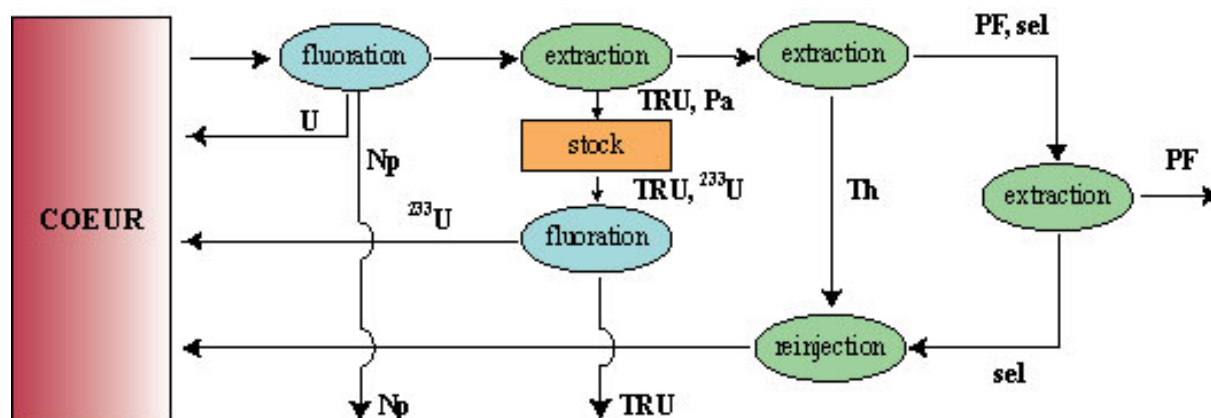
La marge neutronique libérée par l'abandon de la surgénération peut alors être utilisée pour ralentir et simplifier le retraitement d'une part, et améliorer les coefficients de température (diminution de la proportion de graphite en cœur) d'autre part. Du projet un peu trop ambitieux de surgénérateur MSBR, nous voilà parvenus au projet TMSR (Thorium Molten Salt Reactor) d'un RSF thorium qui soit réellement de 4^e génération.

6.3 Le concept TMSR

Des études ont été menées afin de rendre le concept MSBR plus réaliste en vue d'en déployer avant 2050. D'une part, le problème des coefficients de sûreté devait être éclairci, et l'unité de retraitement grandement simplifiée. En levant la contrainte de la surgénération maximale, en imaginant donc des concepts uniquement isogénérateurs, il était possible de diminuer la vitesse de retraitement, et de réduire considérablement la taille de l'unité de retraitement. Il était également possible de simplifier les procédés d'extraction des poisons neutroniques (notamment les lanthanides), et éventuellement ne pas laisser décroître le ²³³Pa hors flux, afin de ne produire à aucun moment de l'²³³U débarrassé de l'²³²U. Ces études ont conduit à la définition de plusieurs concepts valides, basés sur des spectres thermiques, épithermiques, voire quasiment rapides.

6.3.1 Le concept TMSR thermique

L'isogénération est compatible avec des temps de retraitement du combustible de l'ordre de 6 mois à 1 an. On peut alors envisager une étape préalable à l'extraction des lanthanides, qui consisterait à extraire le thorium du sel. La masse à traiter est de l'ordre de 300 kg par jour (au lieu de 6 tonnes dans le schéma MSBR), qui permet d'adapter une technique de précipitation du thorium par oxydation par exemple, suivie d'une fluoration pour le réinjecter dans le sel. Le schéma de retraitement simplifié est représenté sur la figure suivante.



Réf thèse L. Mathieu, LPSC Grenoble, 2005

Ce concept permet d'envisager une validation expérimentale à court terme des principes de base. Une proposition importante est la précipitation du thorium, afin d'obtenir un sel appauvri en actinides avant d'en extraire les lanthanides. Cette étape clé devra être étudiée en détail avant de valider le concept de retraitement simplifié.

Le coefficient de température peut être décomposé en un coefficient associé au sel et un autre au graphite. Le coefficient associé au sel, qui domine le comportement prompt du réacteur, est négatif ($-1.3 \cdot 10^{-5}/K$) dans la dernière évaluation du MSBR. Le coefficient de graphite est lui positif ($+1.7 \cdot 10^{-5}/K$) dans la même évaluation. Cela vient d'un épaulement dans la section efficace de fission de ^{233}U juste au dessus du pic thermique. Lorsque le graphite s'échauffe, le pic thermique monte en énergie et favorise la fission de l'uranium par rapport à la capture du thorium.

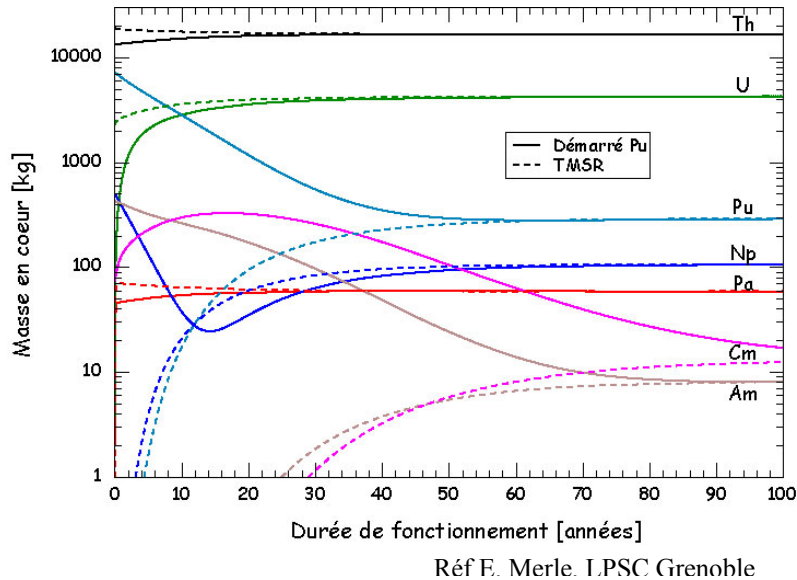
Diverses solutions peuvent être explorées pour retrouver un coefficient de température total négatif, comme la réduction de la masse de graphite en cœur, ou l'introduction d'un poison consommable contenant une résonance d'absorption proche de l'épaulement de la section efficace de fission de ^{233}U . Ces deux méthodes permettent d'obtenir des coefficients négatifs, mais dégradent légèrement les performances de régénération (durcissement du spectre, consommation de neutrons, ...). Une autre méthode peut être proposée, qui consiste à modifier la géométrie du cœur afin de durcir le spectre neutronique ; dans ce cas, le coefficient de température est amélioré, mais le terme de fuite augmente. Pour rester régénérateur, les neutrons de fuite sont récupérés dans une couverture thorium, afin de conserver un taux de régénération optimal.

6.3.2 Le concept TMSR sans graphite

Un point dur du concept est sans aucun doute la durée de vie du graphite. Une variante du TMSR est aujourd'hui étudiée au CNRS, dans laquelle le graphite a été retiré du cœur. Les neutrons sont ralentis simplement par les noyaux légers du sel. Cela n'est pas suffisant pour atteindre un spectre très thermalisé, mais selon la quantité de noyaux lourds dans le sel (entre 5% et 25% typiquement) ; les spectres envisageables vont de l'épithermique au spectre rapide. Ces calculs (menées au LPSC Grenoble) ont démontré la viabilité d'un tel concept du point de vue des coefficients de sûreté qui se trouve nettement amélioré par rapport aux concepts thermiques modérés par du graphite. Le spectre plus dur permet également de simplifier énormément le retraitement : seul le bullage du sel se fait en ligne, les autres opérations peuvent se faire en batch, et représentent un retraitement du cœur entier sur plusieurs années. Cette simplification du retraitement permet également d'utiliser un combustible Th/Pu, puisque le bullage (seul module de retraitement réellement en ligne) fonctionne quelque soit la composition du sel.

Le concept de TMSR sans graphite présente donc beaucoup d'avantages. Du côté des difficultés, on peut citer le besoin de fonctionner à plus haute température, et les problèmes de recriticité du sel. Dans le concept avec graphite, le sel vidangé ne pouvait représenter de risques de criticité, puisque les concentrations critiques de fissile en spectre modéré étaient très inférieures aux concentrations critiques en spectre rapide. Ce n'est plus le cas dans le concept sans graphite. Fonctionner avec un spectre plus dur conduit également à un inventaire en cœur d' ^{233}U plus important, plus proche des inventaires de 10 tonnes/GWe typiques des spectres rapides. En minimisant la proportion de sel hors cœur, on arrive à environ 6 tonnes d' ^{233}U pour un réacteur de 1 GWe, soit 2 fois moins environ que pour un RNR classique (U/Pu et combustible solide), mais 6 fois plus que pour un RSF thermique de type MSBR. Du point de vue du déploiement, ce désavantage est compensé par le fait que l'on peut démarrer directement le réacteur en Th/Pu et le laisser converger vers le cycle Th/ ^{233}U asymptotique. Il s'agit là d'un avantage important, puisque tout le plutonium peut être converti en ^{233}U , et ne se retrouve donc pas dans les déchets nucléaires, comme lorsqu'il est utilisé en MOX Th/Pu

dans les réacteurs à eau (voir plus loin). Le temps de convergence du système Th/Pu vers le système Th/ ^{233}U asymptotique est rapide pour les noyaux principaux (20 ans environ pour l'uranium et le ^{239}Pu), mais beaucoup plus long lorsqu'on augmente en masse : il faut environ 50 ans pour atteindre la masse à l'équilibre du plutonium total (essentiellement ^{238}Pu dans le cycle Th 233 /U asymptotique), et une centaine d'année pour le curium.



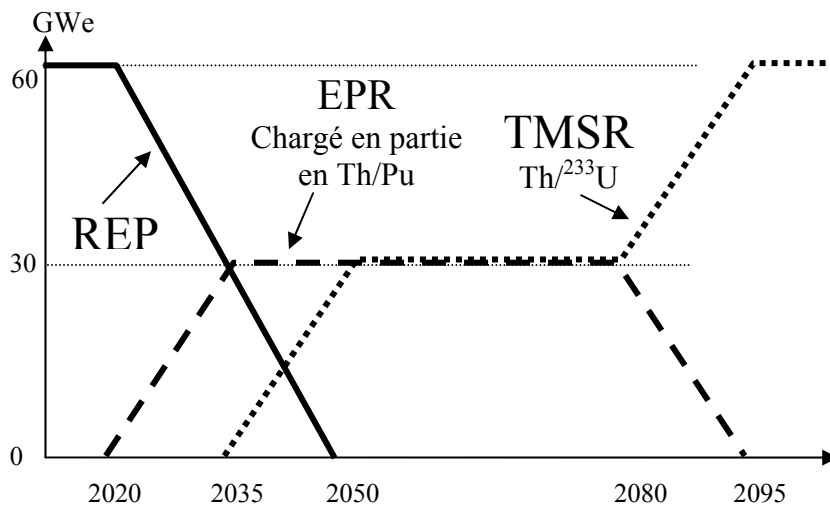
6.4 Le déploiement des RSF au thorium

Le concept TMSR sans graphite ne pose pas, sur le papier, de grandes difficultés de déploiement, car comme il a été mentionné, ils peuvent être chargés initialement en plutonium. La composition du sel évolue alors naturellement vers une composition Th/ ^{233}U .

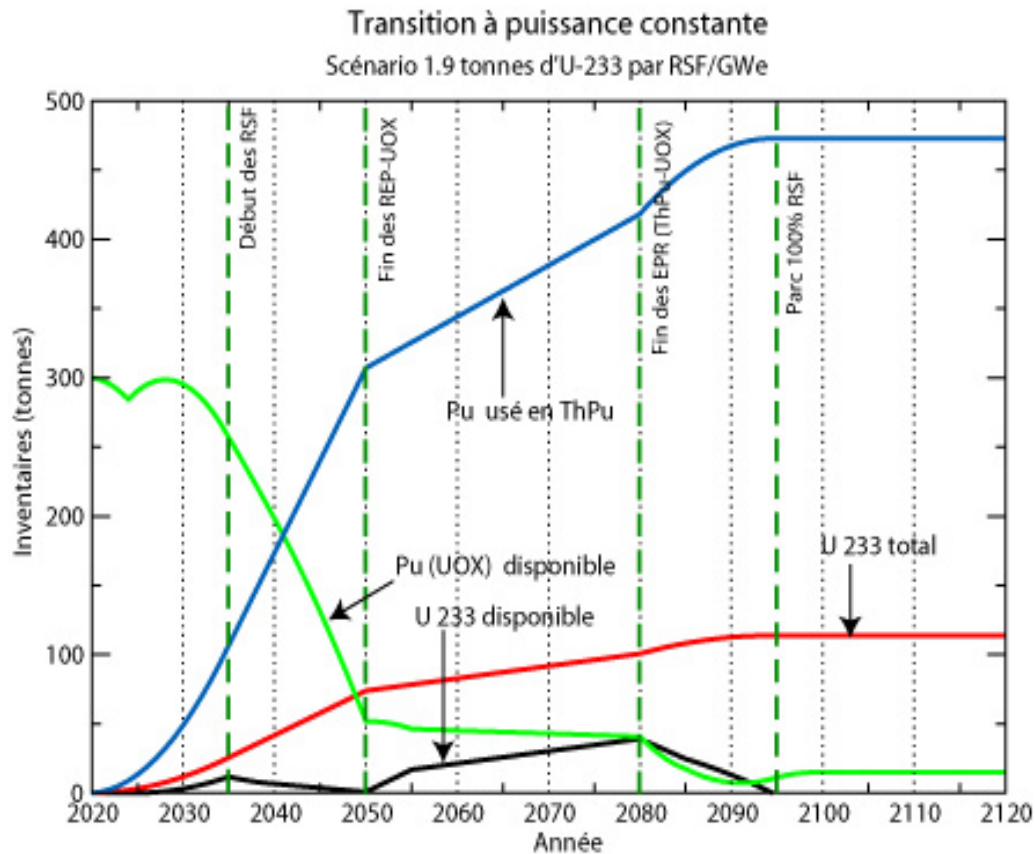
Les concepts TMSR thermiques offrent certes la possibilité de réduire considérablement la masse de matière fissile à l'équilibre pour un parc donné de réacteurs. Cependant, comme ils doivent être couplés à un retraitement efficace et soutenu, ils ne peuvent être directement démarrés en Th/Pu, puisque la composition du sel évoluerait rapidement en quelques années, et l'unité de retraitement en ligne devrait être adaptée. Le déploiement de tels systèmes doit donc faire appel à une production d' ^{233}U en amont. Diverses méthodes peuvent être imaginées. Nous envisageons ici la production d' ^{233}U dans des réacteurs à eau sous pression, à l'aide d'un combustible Th/Pu. Il est certain que cette technique n'est pas la plus efficace du point de vue de la conversion de plutonium en ^{233}U , car le bilan neutronique du plutonium en spectre thermique est assez défavorable, comme cela a été montré dans le calcul précédent du nombre de neutrons disponibles pour la surgénération. Mais cette stratégie permet d'envisager un démarrage de TMSR sans recours à d'autres réacteurs innovants de 4^{ème} génération. Elle permet également de mettre en place une stratégie d'incinération de plutonium, tout en produisant un inventaire réduit d' ^{233}U qui permet une transition future vers des réacteurs régénérateurs. En ce sens, il s'agit d'une stratégie très souple, puisqu'elle allie incinération de plutonium, et transition vers un nucléaire durable, ce qui est impossible à réaliser avec des réacteurs rapides, puisque ceux-ci demandent un inventaire important de matière fissile (Pu ou ^{233}U).

Une transition au niveau français à puissance constante

On considère ici un scénario de transition au niveau français à puissance constante, basé sur le scénario précédent de transition REP → RNR U/Pu. Dans le cas étudié ici, les EPR sont chargés en partie avec du MOX Th/Pu. Ces assemblages combustibles sont retraités pour en extraire l' ^{233}U destiné au démarrage des TMSR isogénérateurs. On considère qu'en fin de transition, tout le plutonium issu des REP et des EPR est utilisé une fois sous forme de Th/Pu. Cela permet de calculer quel peut être l'inventaire maximal en ^{233}U des TMSR compatible avec cette transition, ce qui permet de déterminer quel type de TMSR peut être démarré de la sorte.



On envisage également que le programme de recyclage du Pu sous forme de MOX U/Pu est arrêté dès 2010, ceci pour ne pas consommer inutilement le plutonium. En effet, le plutonium issu d'un MOX usé est très dégradé, c'est-à-dire que sa proportion en noyau fissile est réduite par rapport à un plutonium issu d'un UOX usé. L'utilisation d'un Pu issu d'un MOX usé est très défavorable en spectre thermique, et quasiment inutilisable sous forme de Th/Pu afin de produire de l' ^{233}U .

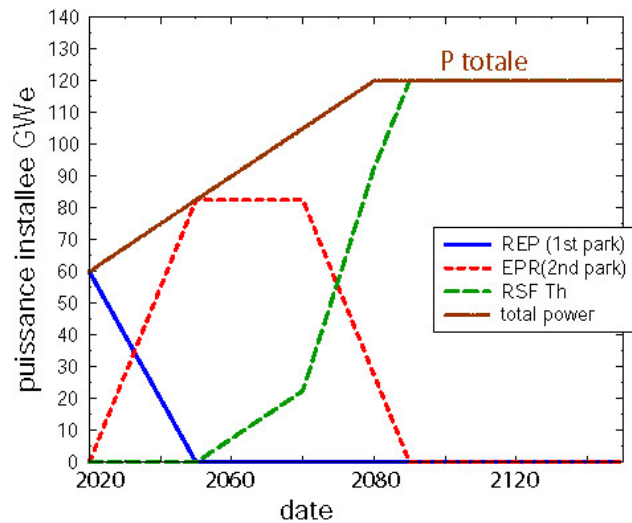


Réf F. Michel-Sendis, thèse IPN Orsay, 2006

La figure ci-dessus montre un calcul simplifié de l'évolution des différents inventaires lors de cette transition. On constate que l'inventaire final d' ^{233}U produit par les EPR entre 2020 et 2080 est de 110 tonnes environ pour une puissance installée de 60 GWe. Cela correspond à un inventaire de 1,9 tonne par réacteur TMSR de 1 GWe. Cette valeur est tout à fait compatible avec les concepts de TMSR à spectre thermique ou épithermique, modérés au graphite. En revanche, il est impossible d'envisager une telle transition vers des TMSR sans graphite qui nécessitent des inventaires en ^{233}U supérieurs à 5 tonnes. Cependant, il faut noter que cette transition est très ambitieuse du point de vue de la date de déploiement des TMSR, et sans doute peu réaliste du point de vue de la maturité industrielle de tels systèmes. Elle illustre néanmoins la souplesse de déploiement des TMSR thermiques, qui permettent comme cela a déjà été dit d'incinérer le Pu dans les réacteurs à eau actuels, sans s'interdire un déploiement futur de réacteurs isogénérateurs. Dans ce type de transition, le plutonium est utilisé en un seul passage. En effet, il peut être difficilement multirecyclé, puisque les réacteurs présents sont tous à spectre thermique. On récupère donc à la fin de la transition environ 480 tonnes de plutonium inutilisé, à considérer comme un déchet. Ce plutonium est séparé, puisqu'il aura fallu extraire l' ^{233}U des Th/Pu usé, et donc retraiter ces combustibles. Il est cependant très dégradé, et ne présente quasiment aucun risque de prolifération. Il est difficile de comparer ces 480 tonnes aux 800 tonnes de plutonium présents dans un parc 100% RNR, puisque dans ce cas, le plutonium est la matière fissile principale du cycle, il est constamment recyclé, et n'est donc pas considéré comme un déchet à stocker.

Une transition à puissance croissante

On peut illustrer une fois de plus l'avantage du cycle thorium en termes de souplesse de déploiement en envisageant une transition au niveau français, avec une puissance qui doublerait entre 2020 et 2100. On fixe par exemple la date de déploiement des TMSR à 2050, qui est plus réaliste du point de vue de la maturité de cette technologie, même si cette date est encore ambitieuse. En raisonnant de la même façon que précédemment, on obtient un inventaire maximal des TMSR de l'ordre de 1,6 tonnes/GWe, ce qui reste largement compatible avec les versions thermiques



des TMSR, dont l'inventaire est de l'ordre de 1 tonne par GWe. L'inventaire de Pu usé à considérer comme déchet est alors de 700 tonnes, contre 1600 tonnes de Pu dans le cycle pour un parc équivalent de RNR. La transition totale REP → TMSR est assurée avant la fin du siècle, tout en doublant la puissance installée pendant cette période. Ce type de transition est irréalisable avec des réacteurs rapides. En effet, leur inventaire en plutonium est trop élevé et les REP et EPR n'en produisent pas assez pour alimenter 120 GWe de RNR U/Pu avant 2100.

7 Epilogue : quelles stratégies pour le futur ?

Il n'est pas question ici de dicter les stratégies à mener pour le futur, mais de discuter de quelques points qui semblent importants pour comprendre comment peuvent s'imbriquer les différents objectifs que l'on peut être amené à se fixer. Comment par exemple allier incinération de matière fissile et poursuite du nucléaire avec des réacteurs régénérateurs, ou encore comment mettre rapidement en place la séparation poussée des actinides mineurs alors que leur transmutation ne pourra avoir lieu que dans des réacteurs rapides, dont on n'est pas certain aujourd'hui qu'ils seront un jour développés au niveau industriel.

On s'attache ici à se baser sur des éléments de physique les plus factuels possibles, même si les objectifs que l'on souhaite atteindre, et qui sont les hypothèses de départ du problème posé, font appel à de nombreux paramètres, industriels, politiques et sociétaux.

Quand démarreront les réacteurs rapides, et démarreront-ils ?

Il est exclu de pouvoir répondre à cette question dès aujourd'hui, en se basant sur des chiffres reconnus. Si on se base sur des arguments industriels et financiers, les réacteurs à neutrons rapides ne verront le jour que si le nucléaire se développe massivement, et que l'uranium vient à manquer. Ces deux conditions réunies peuvent effectivement conduire à la mise en place de filières beaucoup moins gourmandes en minerai naturel grâce à la régénération, dont il a été beaucoup question dans ce papier.

Les réserves d'uranium sont finalement le cœur du problème, et plus précisément, les réserves en fonction du prix d'extraction. On est à peu près certain de savoir extraire 4 millions de

tonnes d'uranium conventionnel, et presque assuré qu'il existe près de 10 millions de tonnes supplémentaires, que l'on trouvera à condition de prospector un peu. Mais rien n'interdit de penser que les réserves en uranium peuvent être beaucoup plus grandes, certains annoncent aujourd'hui le chiffre de 30 millions de tonnes qui peuvent être extraites à un prix raisonnable. Dans ce cas, il est difficile d'imaginer que les réacteurs régénératifs se développent avant la fin du siècle voire au-delà. Et qui peut dire ce qu'il se passera aux alentours de 2100 ? la population aura pu baisser, la demande en énergie baisser également, et la fusion arriver à maturité industrielle. Il faut donc envisager la possibilité de n'avoir jamais recours aux réacteurs rapides. Ceci a de nombreuses implications, la première étant que le plutonium n'est plus une matière valorisable à coup sûr. Considérer le plutonium comme un déchet à stocker, ou à incinérer va à l'encontre de la stratégie affichée par la France, mais correspond sensiblement à la position tenue jusqu'ici par les Etats-Unis (reviennent-ils réellement sur ce point avec génération 4, voir plus loin) ou d'autres pays comme la Suède.

Le statut du plutonium est donc aujourd'hui très flou, et focalise souvent les attaques des anti-nucléaires. Le fait est que l'on ne peut réellement pas répondre à la question « est-ce un déchet ou non ? ». L'incinérer dès aujourd'hui serait très dommageable pour les générations futures qui pourraient manquer de source d'énergie avant la fin du siècle, et l'accumuler en prévision de l'arrivée des réacteurs rapides ne peut continuer indéfiniment. D'ici 2020, la situation pourrait se clarifier ; le pic du pétrole peut survenir d'ici là et la politique nucléaire des grandes régions économiques s'afficher clairement.

La stratégie française du retraitement est-elle bien adaptée à ce flou ?

La stratégie française s'adapte finalement très bien à cette situation d'attente. En effet, le plutonium repasse une fois en réacteur, ce qui le consomme légèrement. Mais en revanche, les volumes de combustibles usés à entreposer en tant que matière valorisable, sont réduits d'un facteur 7 environ. Réduire le volume d'entreposage est bien entendu intéressant en soi, mais surtout cela permet de limiter considérablement les besoins en retraitement le jour où l'on démarrera les réacteurs rapides. En effet, le dimensionnement d'une usine de retraitement dépend des volumes de combustible à retraiter (uranium fertile et plutonium), et non de la masse de plutonium seule. Sans mono-recyclage du Pu en MOX, le démarrage rapide de RNR nécessiterait donc une installation 7 fois plus grande environ que l'usine La Hague, et qui ne fonctionnerait que quelques années afin d'extraire le Pu des UOX usés, avant de fonctionner à une capacité 7 fois inférieure une fois les RNR démarrés. Alors que dans la situation actuelle, le démarrage des RNR en France dès 2050 ne nécessiterait pas de changement de dimensionnement des installations déjà existantes, à la fois pendant la transition, et une fois l'équilibre atteint.

La stratégie française permet également de s'adapter à la situation où les RNR n'arriveraient jamais. Il faudrait alors décider de ce que l'on fait du plutonium, et dans le cas où la société déciderait de l'incinérer en le recyclant dans les REP (multi MOX), la compétence serait acquise et la première étape de multirecyclage déjà engagée. Les installations ne demanderaient que quelques modifications afin de gérer un plutonium plus dégradé et un combustible plus chargé en actinides mineurs. Mais encore une fois, on évite de devoir construire des usines de très grandes dimensions pour quelques années seulement, ce qui rendrait sûrement l'option de l'incinération du plutonium en REP indécidable.

A l'inverse, il faut noter que la stratégie actuelle du mono-recyclage est couplée à la vitrification globale des produits de fission à vie moyenne, à vie longue et des actinides

mineurs, ce conditionnement étant considéré comme définitif. Il semble donc impossible d'envisager d'autres gestions pour ces déchets que le stockage profond, alors que les pays n'ayant pas mis en œuvre le mono-recyclage et la vitrification peuvent envisager d'autres stratégies, qui permettraient de bénéficier des avancées technologiques futures en les appliquant aux déchets produits aujourd'hui. On pense par exemple à la séparation poussée et au conditionnement spécifique proposé par les USA : les produits de fission à vie moyenne sont séparés et entreposés pendant 300 ans environ, au-delà, le risque associé est grandement diminué. Alors que les autres noyaux à vie longue sont conditionnés pour le stockage. Comme ces derniers ont une puissance résiduelle beaucoup plus basse que les PF à vie moyenne, l'emprise au sol du stockage peut être sensiblement réduite, ce qui limiterait les besoins en sites de stockage, manifestement très délicats à trouver et à faire accepter aux populations locales.

Notons enfin qu'une stratégie de mono-recyclage avec un conditionnement non définitif des produits de fission et actinides mineurs allierait la souplesse du retraitement comme solution d'attente optimale, et n'interdirait pas aux déchets actuels de bénéficier des progrès techniques à venir sur la séparation poussée ou la transmutation.

Comment mettre en place rapidement la séparation de l'américium ?

On ne discute pas ici de l'intérêt ou non de la transmutation des actinides mineurs, sujet abordé dans d'autres cours de cette école, mais prenons comme hypothèse que la transmutation des actinides mineurs est souhaitée. Comme il a été mentionné, la vitrification actuelle des actinides mineurs interdit toute transmutation ultérieure, la reprise de ces verres s'avérant très délicate et coûteuse. C'est d'ailleurs un argument souvent brandi contre la transmutation : « à quoi cela sert-il de transmuter dans le futur, puisque les actinides mineurs vitrifiés aujourd'hui seront stockés ? Et si on accepte aujourd'hui de les enfouir, pourquoi ne l'accepterait donc pas dans le futur ? ». Cela démontre simplement que si la transmutation doit être mise en œuvre, il faut très rapidement arrêter de vitrifier les actinides mineurs.

A cet arrêt de la vitrification des actinides mineurs, on peut opposer plusieurs arguments, le plus fort étant que les réacteurs qui permettraient de les transmuter n'existent pas encore, et peut être n'existeront jamais (voir la discussion sur l'arrivée ou non des réacteurs rapides...).

La solution proposée ici peut permettre d'allier à la fois la séparation des actinides mineurs et le flou concernant la mise en place des RNR : il s'agit en fait de recycler l'américium, principal actinide mineur avec le plutonium lors de son unique recyclage. L'intérêt étant de laisser l'américium constamment avec le plutonium. Comme on l'a vu, c'est bien le statut flou du plutonium qui conduit à ne pas retraiter aujourd'hui les MOX usés. On peut donc partir du principe que le jour où l'on gèrera les MOX, c'est que l'on saura ce que l'on fait du plutonium (retraitement pour en extraire le Pu ou stockage comme déchet), cela va de soi. Et ce jour là, on saura également décider de la meilleure façon de gérer l'américium, qui justement n'aura pas été vitrifié, et qui sera « disponible » dans les MOX. Cette stratégie demande certes de maîtriser la séparation poussée au niveau industriel, mais induirait sans doute peu de modifications des réacteurs, puisque la proportion d'américium en UOX est faible comparée à la concentration en américium des MOX en fin d'irradiation.

Il faut noter que le taux de transmutation de l'américium en un seul passage sera très médiocre, mais que ce n'est pas vraiment l'effet recherché. Il nous semble en tout cas que cette solution est la plus rapidement « décidable », toutes les autres qui dépendent de l'arrivée

des RNR conduiront *de facto* à la vitrification définitive de l'américium jusqu'en 2050 au mieux.

Déploiement des réacteurs rapides : le paradoxe français ?

La France produit aujourd'hui près de 80% de son électricité par le nucléaire. Tous les scénarios français envisagent une diminution de cette part d'électricité nucléaire, afin essentiellement d'avoir une plus grande souplesse pour gérer la production de pointe. Ainsi, l'augmentation nécessaire de la puissance électrique installée dans les 15 ans qui viennent pourrait être entièrement assurée par des petites centrales à gaz. En effet, le nucléaire peut difficilement être modulé pour suivre les pointes de consommation (quelques heures), le potentiel hydraulique étant utilisé quasiment à 100%, et l'éolien étant par essence intermittent, et donc incapable d'assurer une production de pointe.

C'est la raison pour laquelle les scénarios nucléaires de référence pour la France envisagent une puissance constante sur le siècle à venir. Dans ce cas, il est intéressant de noter que la France peut se trouver dans une situation défavorable, du fait de son « avance » dans le déploiement de son parc nucléaire. En effet, les réacteurs actuels vont devoir s'arrêter entre 2020 et 2050. Une décroissance linéaire entre 2020 et 2050 du parc actuel nécessite d'atteindre une durée de vie moyenne de 48 ans ; il semble donc aujourd'hui difficile de parier sur une décroissance plus lente du parc actuel.

Cela signifie qu'en 2050 tout le parc doit être remplacé. Le réacteur favori des sondages (période d'élection oblige) est l'EPR, d'une durée de vie annoncée 60 ans, et sans doute plus. Les EPR démarrés en 2020 s'arrêteront donc en 2080, voire 2100. Supposons maintenant que le besoin en RNR ne se fasse pas réellement sentir avant 2050, ce qui paraît probable au vu des ressources en uranium et du déploiement supposé du nucléaire au niveau mondial. La France se retrouverait avec un parc entier d'EPR, fonctionnant à l'uranium enrichi, dont le premier s'arrêterait seulement à la fin du siècle. Il n'y aurait alors « plus de place » pour les RNR, si le prix de l'uranium venait à augmenter rapidement aux alentours de 2050, ce qui encore une fois est tout à fait envisageable. Ce problème ne se pose vraiment qu'en France, puisque les autres pays, moins nucléarisés, peuvent envisager une croissance régulière de la part du nucléaire dans la production d'électricité dans les décennies à venir, et un démarrage régulier et à peu près continu de réacteurs pendant ce siècle.

Cela demande donc à la France de devoir anticiper plus que les autres, peut être en prenant le risque de démarrer des RNR en avance, même s'ils ne sont pas encore tout à fait rentables, où en envisageant d'arrêter plus tôt que prévu les EPR démarrés pour 60 ans au moins, ce qui implique des plans financiers de retour sur investissement à adapter.

Quel intérêt pour le cycle thorium ?

L'avantage le plus cité du cycle du thorium est de produire beaucoup moins d'actinides mineurs que le cycle uranium. D'un point de vue du risque associé à un stockage géologique profond, cela est grandement discuté, puisque les calculs effectués actuellement sur l'argile de Bure tendent à démontrer que les actinides stockés ont une vitesse de migration extrêmement faible. Le retour à la surface de ces noyaux est donc totalement improbable, puisqu'ils auront décrépu avant. Mais il n'en demeure pas moins que la radiotoxicité à long terme des déchets peut être diminuée d'un facteur 10 à 100 en utilisant le cycle thorium, par rapport au cycle uranium en réacteur rapide, ce qui limite le risque potentiel du stockage. Cet aspect rejoint les

discussions enflammées au sujet de l'intérêt ou non de la mise en œuvre de la transmutation dans des réacteurs rapides.

Un aspect qui nous semble plus important à détailler est celui de la minimisation de la masse de matière fissile en cœur. Cela vaut pour les réacteurs Th/²³³U à spectre thermique, qui ont été détaillés précédemment. Tout d'abord, si on envisage l'arrêt de la filière nucléaire dans le futur, une fois les réacteurs régénérateurs démarrés, il y a un avantage certain à gérer 10 fois moins de masse fissile, qui devient à ce moment là un déchet ultime. Mais plus important peut-être, envisager de développer le thorium dans le futur, permettrait de mettre en place des politiques volontaristes d'incinération de matière fissile, sans interdire d'effectuer une transition ultérieure vers des réacteurs régénérateurs.

On a vu par exemple qu'irradier un combustible Th/Pu en REP, permet de commencer à incinérer le plutonium, tout en produisant une petite quantité d'²³³U, largement suffisante pour démarrer des RSF Th/²³³U. Autrement dit, on n'hypothèque aucune solution à incinérer rapidement le plutonium dans un combustible Th/²³³U (cela suppose bien entendu de valider le concept de RSF Th/²³³U thermique !).

Et si le besoin de régénérateurs Th/²³³U ne faisait jamais sentir, l'²³³U pourrait être très facilement utilisé en REP sous forme d'uranium enrichi, et au pire, rendu non proliférant en le mélangeant avec l'uranium appauvri avant un stockage définitif.

Cet aspect de souplesse est spécifique au cycle thorium, puisque comme il a été déjà répété, incinérer le plutonium aujourd'hui hypothèque grandement les chances de démarrer massivement des RNR U/Pu dans le futur. Le cycle thorium peut en cela permettre de prendre des décisions rapidement afin de limiter l'accumulation de matière fissile civile, que l'on n'est pas assuré d'utiliser un jour.

Bibliographie

Faire une bibliographie précise sur les thèmes abordés dans ce cours est délicat. La plupart des thèmes abordés, et les discussions qui s'en suivent, pas toujours très « physique », se sont construits lors de différentes réunions, ateliers et auditions, qu'il est très difficile de lister.

Pour les aspects techniques, on peut se baser sur les thèses récentes qui ont eu lieu dans le domaine des réacteurs du futur, dont les travaux ont été utilisés pour ce cours :

- A. Nuttin, *Potentialités du concept de réacteur à sels fondus pour une production durable d'énergie nucléaire basée sur le cycle thorium en spectre épithermique*, thèse LPSC Grenoble, 2002
- L. Mathieu, *Cycle Thorium et Réacteurs à Sel Fondu: Exploration du champ des paramètres et des contraintes définissant le "Thorium Molten Salt Reactor"*, LPSC Grenoble, 2005.
- F. Michel-Sendis, *Contribution à l'étude de la production d'²³³U en combustible MOX-ThPu en réacteur à eau sous pression*, IPN Orsay, 2006.
- D. Kerdraon, *Optimisation par simulation du couplage entre un réacteur sous-critique et sa source de spallation. Application à un démonstrateur*, LPSC Grenoble, 2001.

Quelques articles sur les scénarios du futur

- D. Heuer et al. *Concept de réacteurs à sels fondus en cycle thorium sans modérateur*, Revue Générale du Nucléaire N°5/2006, p. 92-99 (septembre-octobre 2006)
- L. Boucher et al., *Impact on waste production of different transmutation scenarios*, proceedings of ICONE 14 (icone 14-89315)
- C. Garzenne et al., *La physique de la transmutation*, Revue Générale du Nucléaire, Mai 2006
- *Spent Nuclear Fuel Recycling*, Report to Congress, Department of Energy, Mai 2006.
- M. Debes, *Recherches sur la gestion des déchets radioactifs, l'axe 1 séparation et transmutation*, Revue Générale du Nucléaire, Mai 2006
- S. David et al., *Quels inventaires de déchets ultimes aujourd'hui, demain et après-demain*, note CEA NT/SPRC/LECy/05-338, note PACE CNRS/DIR/PACE/2005.02
- D. Leroy et al., *l'uranium naturel, des ressources abondantes, mais à quel prix ?*, Revue des ingénieurs, 2003.
- JM Loiseaux et al., *Innovative Systems for Sustainable Nuclear Energy Generation and Waste Management*, New Trends in Nuclear Physics and Applications, Proceedings Pavie, 2005
- H. Nifenecker et al., *Scenarios with an intensive contribution of nuclear energy*, Global Energy Issues, Vol. 19, No.1, 2003, ISSN 0954-7118.

Sur l'énergie en général, il existe de nombreux ouvrages. Le seul que nous citerons propose une approche physique et très complète de la problématique générale de l'énergie, des émissions de CO₂ et des sources d'énergie du futur, avec leurs avantages et leurs inconvénients.

- *L'énergie de demain, techniques, environnement, économie*, sous la direction de JL. Bobin, E. Huffer, H. Nifenecker, groupe Energie de la SFP. EDP Sciences, 2005.