



Systemes innovants de traitement des déchets nucléaires à vie longue*

Jean-Paul Schapira directeur de recherches**

Summary : *Innovative options for transmuting long lived nuclear wastes*

Spent fuels unloaded from commercial reactors represent the main waste stream related to nuclear electricity production. These wastes contain highly radioactive nuclei, the fission products, as well as long-lived nuclei, actinides and some fission products (e.g. iodine-129). Their future depends on the back end strategy, reprocessing or direct disposal, but in both cases deep geological disposal is considered. An other solution is transmutation, aiming first at minimizing their production and secondly at incinerating them in the reactors themselves. Use of thorium and of sub-critical reactors appears to-day as innovative options which could contribute to significantly reduce long term radiological impacts of these wastes. Physical principles of such accelerator driven systems and current proposals are described.

Mots clés : Déchet nucléaire, transmutation, réacteur nucléaire, accélérateur, sous criticité.

Key-words : Nuclear waste, transmutation, nuclear reactor, accelerator, subcriticality.

Quelques données de base sur les déchets nucléaires

La production d'électricité d'origine nucléaire s'accompagne de déchets, c'est-à-dire de matières sans valeur économique et qui contiennent des corps radioactifs. Le *tableau 1* récapitule l'ensemble des flux de matières et de déchets du cycle électronucléaire avec retraitement, de l'extraction de l'uranium jusqu'au stockage ultime en couches géologiques profondes, correspondant au fonctionnement annuel d'un réacteur de 900 MWé, typique du parc actuel français fondé sur la filière à uranium enrichi et eau pressurisée. On observe que la quasi-totalité des corps radioactifs, mobilisés ou produits dans un tel cycle, se retrouvent dans les combustibles usés déchargés des réacteurs. On les classe en deux grandes catégories :

– les corps plus lourds que l'uranium appelés transuraniens et appartenant à

la famille des actinides. Il s'agit d'abord du plus abondant (*voir tableau 1*), le plutonium formé au cours du bombardement de l'uranium 238 par les neutrons : il peut être réutilisé dans les réacteurs. A l'inverse, les autres actinides, dits mineurs, sont les isotopes de l'américium et du curium, formés par décroissance radioactive et capture successive de neutrons à partir du plutonium. Le cas du neptunium 237 est à part : il est formé à partir de l'uranium 235 par double capture et décroissance bêta. La plupart des actinides sont caractérisés par une durée de vie longue et une importante radiotoxicité, les actinides mineurs étant considérés en tout état de cause comme des déchets ultimes.

– les résidus provenant de la fission de l'uranium 235, l'isotope fissile de l'uranium naturel, et des plutonium 239 et 241. Ces résidus constituent les produits de fission, dont la grande majorité sont caractérisés par une période courte, 6 % en poids étant des produits de fission à vie longue (technétium 99, césium 135, iode 129, *voir tableau 1*). Ils présentent une radiotoxicité faible mais une assez grande mobilité dans l'environnement, et sont également considérés comme des déchets ultimes.

Le devenir de ces produits radioactifs est largement conditionné par la gestion des combustibles usés. Rappelons qu'il existe aujourd'hui, au niveau mondial, deux modes de gestion :

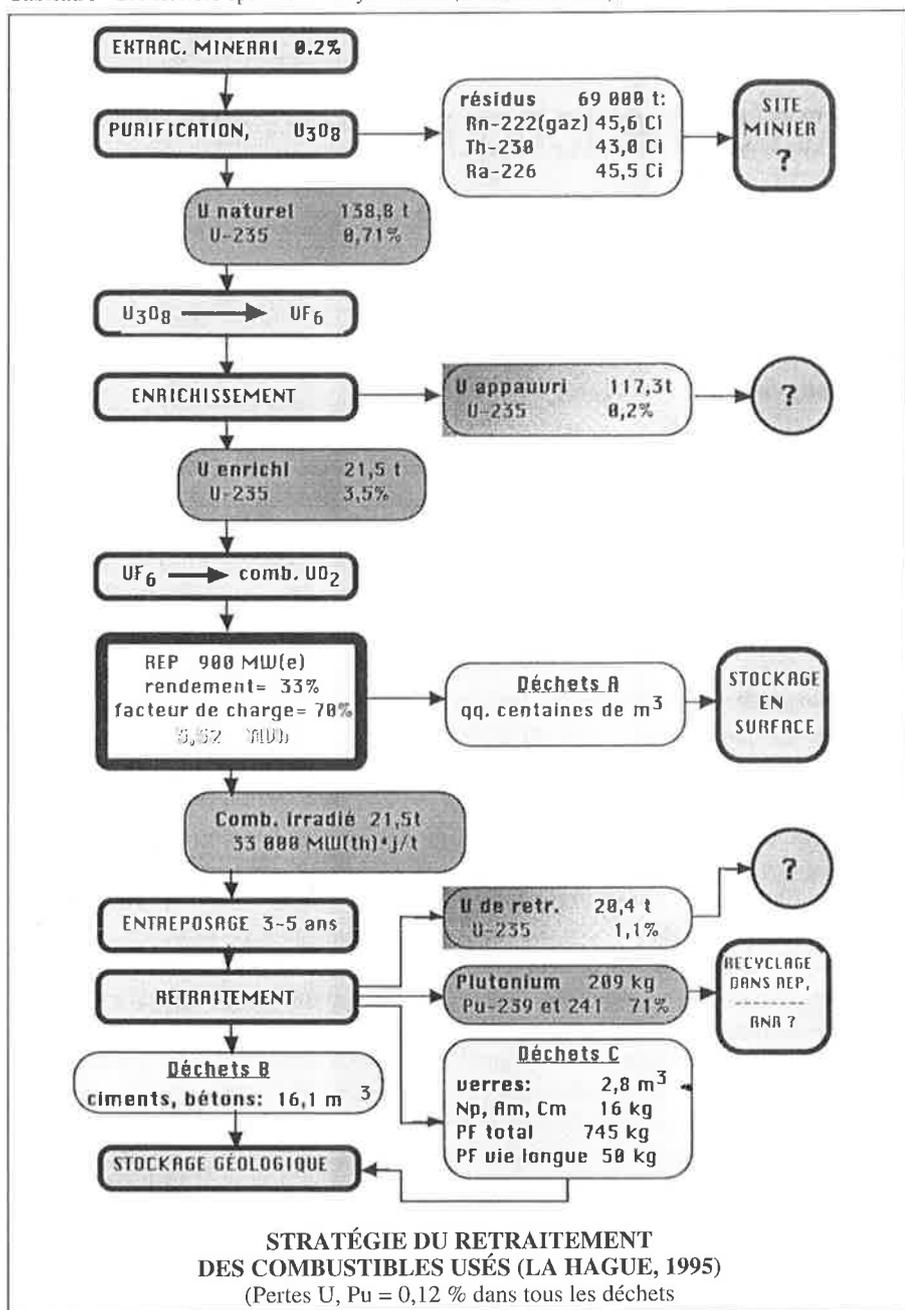
– le retraitement, pratiqué en France, Grande-Bretagne, Japon et Russie, qui consiste à extraire de ces combustibles l'uranium (96 %) et le plutonium (1 %), les 3 % restants, produits de fission et actinides mineurs, constituant les déchets dits de haute activité et à vie longue destinés à la vitrification puis au stockage en couches géologiques profondes, après une période d'une cinquantaine d'années d'entreposage de refroidissement. Les matières récupérées, uranium et surtout plutonium, peuvent être recyclées dans les réacteurs REP (sous la forme de combustibles MOX, uranium/plutonium) ou servir de base, en ce qui concerne le plutonium, à la filière des surgénérateurs.

– le stockage direct des combustibles irradiés après une période également d'entreposage de refroidissement de 50-100 ans. Dans ce cas, le plutonium n'est pas récupéré et est considéré comme un déchet destiné à aller au stockage profond. Cette solution est retenue aujourd'hui en Suède et aux États-Unis, beaucoup d'autres pays adoptant des stratégies mixte d'attente.

* Exposé présenté à la Journée de conférences organisée par la SFC, le 15 mai 1997 à la Maison de la Chimie à Paris, dans le cadre de la célébration du Centenaire de la découverte de la radioactivité par Henri Becquerel.

** CNRS, Institut de Physique Nucléaire, BP 1, 91406 Orsay Cedex. Tél. : 01.69.41.51.97. Fax : 01.69.15.64.70. E-mail : schapira@ipno.in2p3.fr

Tableau I - Les diverses opérations du cycle fermé (avec retraitement).



(iode 129, césium 135 notamment) vise à limiter le risque réel du stockage, c'est-à-dire l'impact radiologique sur l'homme et l'environnement lié au retour normal de la radioactivité dans la biosphère à diverses époques du futur.

Du point de vue pratique et compte tenu des quantités de produits à détruire (voir *tableau I*), la transmutation ne peut s'envisager aujourd'hui qu'en utilisant les flux importants de neutrons que l'on peut réaliser dans les réacteurs à fission. Compte tenu du spectre en énergie des neutrons dans les réacteurs, la fission et la capture (suivie en général de l'émission d'un photon) constituent les deux principales interactions avec un noyau. De ces deux processus, le premier constitue le moyen le plus efficace pour transmuter un actinide, puisque environ 94 % des résidus de fission qui en résultent sont des noyaux stables plusieurs années après l'arrêt de l'irradiation en réacteur. La fission s'accompagne de plus d'une production de neutrons et de chaleur, favorable au fonctionnement du réacteur, contrairement à la capture qui est consommatrice de neutron et ne dégage pratiquement pas de chaleur. Du point de vue de l'économie de neutrons, les réacteurs à neutrons rapides sont plus avantageux que ceux à neutrons thermiques pour détruire les actinides. En ce qui concerne les produits de fission à vie longue, la capture est le seul moyen pour les transformer en produits stables ; celle-ci est optimisée en se plaçant dans une zone d'énergie des neutrons correspondant à des maximums de sections efficaces, c'est-à-dire dans la région dite épithermique (quelques eV à quelques keV).

Une autre stratégie : la transmutation en réacteur

Un traitement plus élaboré des déchets contenus dans les combustibles irradiés consisterait à irradier en réacteur les actinides mineurs, voire certains produits de fission à vie longue, de manière à les transformer en des corps à vie plus courte qui décroîtraient vers des corps stables (donc non radioactifs) sur des périodes de temps compatibles avec des durées crédibles de surveillance institutionnelle. Cette méthode, que l'on désigne par les termes de transmutation ou d'incinéra-

tion en réacteur, vise à réduire les incertitudes des prédictions à long terme concernant la sûreté des stockages profonds, fondée sur les propriétés de rétention des barrières artificielles et géologiques ainsi que sur l'évaluation de scénarios accidentels comme l'intrusion humaine.

En agissant sur l'inventaire des déchets de haute activité et à vie longue qui seraient enfouis, la transmutation des actinides (plutonium, actinides mineurs) a pour effet d'en réduire la radiotoxicité à long terme, tandis que la destruction des produits de fission à vie longue

L'application industrielle de la transmutation dans un parc de réacteurs

Il faut bien distinguer la transmutation des actinides, y compris du plutonium, de celle des produits de fission, et son application dans un parc de réacteurs, comme celui qui existe en France avec 60 000 MWé installé dans la filière des réacteurs à eau pressurisée (REP). La transmutation peut viser deux objectifs principaux :

1 - stabiliser l'inventaire des produits grâce au multirecyclage. Ceci a été étu-

dié dans le cas du plutonium et des actinides mineurs, mais pas dans celui des produits de fission à vie longue qui pose un sérieux problème de disponibilité de neutrons et de régénération intempestive si l'on ne procède pas, pour certains de ces produits de fission, à une difficile séparation isotopique (par exemple l'iode 129 que l'on souhaite stabiliser pourrait être régénéré à partir de l'iode 127 stable, également présent dans les déchets). Le multirecyclage est caractérisé par la valeur à l'équilibre de l'inventaire dans les réacteurs et dans le cycle (entreposage, retraitement, refabrication de combustibles) des produits que l'on recycle et par le temps mis pour atteindre un tel équilibre. Par ailleurs, la stabilisation peut s'envisager selon deux modes de recyclage. Le recyclage homogène dans lequel les produits recyclés le sont dans l'ensemble des réacteurs du parc, le recyclage hétérogène dans lequel, aux réacteurs électrogènes et producteurs nets d'actinides, on associe un certain nombre de réacteurs incinérateurs nets d'actinides ; dans ce scénario dit « à double strate », l'équilibre est atteint lorsqu'il y a égalité entre les flux d'actinides produits et détruits. Les performances atteintes dépendent de nombreux paramètres dont les plus importants sont :

– la quantité d'actinides produits par TWh(é), que l'on peut tenter par ailleurs de minimiser en jouant sur le spectre en énergie des neutrons (réacteur à modération accrue RMA), sur le taux de combustion qui permet d'incinérer une partie du plutonium *in-situ*, ou sur la composition du combustible ;

– le potentiel d'incinération des réacteurs dédiés à l'incinération, sachant que l'on ne peut pas fissionner plus de 46 kg de noyaux lourds par TWh(th) produit (cette valeur se déduit du fait que la fission libère environ 200 MeV d'énergie, quelque soit le noyau fissionné) ;

– à chaque recyclage, le rapport entre les durées de résidence des produits sous irradiation et hors réacteur. Ce rapport dépend des performances du cycle (par exemple temps de refroidissement préalable nécessaire au retraitement, contraintes industrielles).

– les pertes des produits recyclés dans les déchets lors des opérations de recyclage.

Pour un parc tel que celui de EDF de 60 000 MW(é) produisant 400 TWh(é) par an, soit 1 200 tonnes de combustibles usés contenant environ 12 tonnes de plutonium, le multirecyclage de ce dernier conduirait à une stabilisation à un niveau compris entre 200 et 400 tonnes, atteinte au bout d'une soixantaine d'années (voir *tableau II*).

2 - détruire un inventaire de produits, par exemple du plutonium, comme conséquence d'une décision d'arrêter le programme nucléaire ou de détruire un stock de plutonium des armes. La destruction d'un tel inventaire peut être atteinte dans un parc de réacteurs à double strate « dynamique », c'est-à-dire dans lequel on augmenterait progressivement la proportion d'incinérateurs selon un rythme qui dépend de la filière d'incinération envisagée. On conçoit qu'une telle filière doive posséder un important potentiel d'incinération, proche de la limite de 46 kg détruits par TWh(th) évoquée plus haut, et permettre que les produits passent le

maximum de leur temps en réacteur sous irradiation neutronique.

Pourquoi des solutions innovantes ?

Jusqu'à présent, on a considéré dans un schéma industriel de transmutation, d'une part les réacteurs à eau pressurisée du parc EDF, d'autre part des réacteurs dédiés à l'incinération. On note d'abord que le recyclage homogène, conduisant à une stabilisation des inventaires de plutonium et d'actinides mineurs, ne fait intervenir aucun réacteur dédié, les REP du parc étant capables d'utiliser des combustibles à faible teneur en actinide (2 % en plutonium, moins de 0,5 % pour les autres, voir *tableau II*) sans que cela pose des problèmes particuliers de sûreté et de fonctionnement de ces réacteurs. En fait, un tel recyclage homogène se compare très favorablement à un recyclage hétérogène, utilisant des réacteurs à

Tableau II - Quelques modes de recyclage du plutonium dans les réacteurs (référence : CEA).

Scénarios:	Cycle ouvert----/		Recyclage-----/ hétérogène-----/		Recyclage homogène
	REP	REP	REP	RNR ^{a)}	REP
Filière:	REP	REP	REP	RNR ^{a)}	REP
Réacteur :	N4	RMA ^{b)}	MOX ^{c)}	CAPRA ^{d)}	MOX
Rapport de modération	2	3	2	/	2
Taux de combustion (MWj/t)	55 000	55 000	55 000	140 000	55 000
N° du cycle	1	1	1	Equilibre	Equilibre
Chargement :					
Teneur en plutonium (%)	0	0	10	54	2,0
Teneur en U-235	4,5	3,8	0,25	0,19	3,8
Bilan massique (variation à 5 années après déchargement, en kg/TWhé) :					
Plutonium	+29	+21	-66	-87	+0
Neptunium	+2,1	+1,4	+0,2	+0,3	+1,6
Américium	+1,4	+1,4	+14	+16	+4,5
Total actinides mineurs	+3,8	+2,9	+17	+18	+8,3
Introduction dans un parc de 60 GWé :					
% dans le parc ^{e)}	100	100	13	24	100
Prod. AM ^{f)} (kg/TWhé)	+3,8	+2,9	+5,6	+6,9	+8,2
Prod. Pu (kg/TWhé)	+29	+21	+17	+0	+0
Inventaire cycle Pu(tonne) ^{g)}				310	200

a) RNR : Réacteurs à Neutrons Rapides, tels que Superphénix.

b) RMA : Réacteur à Modération Accrue, qui permet de favoriser la fission de l'uranium-235 par rapport à la capture dans l'uranium-238 conduisant au plutonium.

c) MOX : Mixed OXide, combustible mixte UO₂ + PuO₂ utilisé pour le recyclage du plutonium ; la colonne 3 correspond au recyclage du plutonium tel qu'il est aujourd'hui pratiqué et qui ne peut aller au-delà de 1 ou 2 recyclages.

d) CAPRA : Consommation Accrue de Plutonium dans les Rapides, méthode qui consiste à incinérer le plutonium en retirant les couvertures fertiles et en diminuant la teneur en uranium dans les combustibles MOX constituant le cœur du réacteur rapide.

e) dans tous les cas, les réacteurs de base du parc sont de type N4 (colonne 1).

f) AM : actinides mineurs (neptunium, américium et curium).

g) en supposant que ce parc produit 400 TWhé par an et un temps de refroidissement avant retraitement de 3 et 5 ans pour les combustibles RNR et REP respectivement.

neutrons rapides fonctionnant en mode incinérateur de plutonium (c'est-à-dire avec des combustibles à faible teneur en uranium), comme l'indique le *tableau II* qui reproduit des calculs basés sur le concept CAPRA du CEA, visant à étudier le passage d'un réacteur comme Superphénix de la surrégénération à l'incinération du plutonium.

Deux voies sont aujourd'hui proposées pour minimiser la production d'actinides et améliorer les performances d'incinération :

- Utiliser un combustible à base de thorium dans le contexte d'une nouvelle filière utilisant l'uranium 233 comme matière fissile. Un tel combustible présente l'avantage de ne produire pratiquement pas de transuraniens (plutonium, actinides mineurs), réduisant ainsi le risque potentiel à long terme (du moins dans les 10 000 premières années) mais au détriment d'un accroissement des risques à court terme (manipulation de matières nucléaires très irradiantes dues essentiellement à la présence d'uranium 232). Cette voie de recherche correspond à la préoccupation de faire des réacteurs électrogènes produisant très peu de déchets à vie longue.

- Développer des réacteurs sous-critiques qui permettraient en principe d'atteindre des performances supérieures à celles des réacteurs classiques pour la destruction des actinides et des produits de fission à vie longue. En effet, la limite de 46 kg/TWh(th) pourrait être approchée en utilisant des combustibles sans uranium pour la destruction du plutonium et sans plutonium pour celle des actinides mineurs, évitant ainsi de reformer par capture neutronique les produits que l'on cherche à détruire. Ceci implique des réacteurs capables de fonctionner avec des combustibles sur support inerte ou encore sur support thorium avec substitution progressive de l'uranium 233 au plutonium. La sous-criticité permettrait précisément de s'affranchir en partie des contraintes de sûreté (notamment celles relatives aux neutrons retardés) qui limitent, dans un réacteur classique, l'emploi de combustibles à matrice inerte. Ce type de réacteur peut être associé à la filière thorium de production d'énergie « propre », mentionnée dans le paragraphe ci-dessus, ou conçu

comme un incinérateur dédié à la destruction des déchets ou matières (plutonium des armes par exemple) existant ou en cours de production dans un parc de réacteur REP. Il constitue, dans ce dernier cas, une composante de la stratégie à double strate évoquée plus haut.

Les réacteurs sous-critiques

Nous nous limiterons, dans cette présentation, aux réacteurs sous-critiques. Le fonctionnement d'un réacteur classique est fondé sur les réactions de fission en chaîne maintenues à la criticité, c'est-à-dire avec un coefficient de multiplication k égal à 1. Une configuration sous-critique $k < 1$ ne peut fonctionner que si des neutrons sont injectés en permanence de l'extérieur. Ceux-ci sont fournis dans la pratique par une source dite de spallation, constituée d'un matériau de nombre de masse élevé (tungstène, plomb par exemple) bombardée par un faisceau intense de protons produits dans un accélérateur. Aussi, un tel réacteur est-il souvent considéré comme un système sous-critique assisté par accélérateur, dont on va décrire brièvement les trois composantes : la cible de spallation, le réacteur sous-critique et l'accélérateur.

La cible de spallation

L'interaction d'un proton de haute énergie (au-delà de plusieurs centaines de MeV) avec une cible suffisamment épaisse pour arrêter le faisceau, conduit à une émission importante de neutrons lors des interactions primaires $p + \text{noyau}$ et des réactions secondaires induites par l'ensemble des particules émises lors de leur transport dans la cible épaisse.

Au-delà de plusieurs centaines de MeV d'énergie, l'interaction primaire $p + \text{noyau}$ est décrite par le modèle de « cascade intranucléaire ». Selon ce modèle, le proton, pénétrant dans le noyau, interagit avec un 1er nucléon par diffusion élastique. Chacun des 2 nucléons peuvent, soit être éjectés du noyau, soit interagir à leur tour avec d'autres nucléons du même noyau, et ainsi de suite. Il y a donc formation d'une cascade, au cours de laquelle un certain nombre de nucléons, mésons et

même d'agrégats légers (^2H , ^3He ...) sont éjectés du noyau. La « cascade internucléaire » se développe dans une cible épaisse lors du transport des particules de haute énergie ($>$ à un certain seuil). Durant ce transport, les particules émises dans un choc peuvent interagir avec un autre noyau de la cible et déclencher ainsi le même processus décrit plus haut. C'est ainsi qu'en fonction de l'énergie incidente, plusieurs noyaux peuvent être touchés. Ceci constitue une cascade internucléaire qui est contenue dans un cylindre, constituant la cible, dont la longueur correspondant en général à la distance d'arrêt du faisceau (de l'ordre de 60 à 100 cm), et dont le diamètre doit être optimisé pour que le maximum de neutrons soient produits et puissent en sortir, afin d'interagir avec les déchets placés en couverture (typiquement 20 cm de diamètre).

Le nombre v_s de neutrons émis au cours de ces processus par proton incident augmente avec l'énergie incidente et la masse atomique de la cible. Il est de l'ordre de 20 pour une cible de plomb de 10 cm de diamètre et de 61 cm de long bombardée par un proton de 1 000 MeV. La valeur élevée de ce nombre (plusieurs dizaines) détermine la faisabilité « énergétique » de cette option de transmutation.

L'ensemble sous-critique

La cible épaisse est entourée d'un ensemble sous-critique, caractérisé par deux paramètres, le coefficient de multiplication neutronique k et le nombre moyen v de neutrons émis lors d'une fission. Les v_s neutrons injectés dans l'ensemble sous-critique par proton incident sont ainsi successivement multipliés par k , et le nombre total de neutrons par proton incident est égal à :

$$N_t = v_s (1 + k + k^2 + k^3 + \dots) = \frac{v_s}{1 - k} \quad (1)$$

Parmi ces N_t neutrons, $N_t - v_s$ sont produits par fission, et comme chaque fission produit v neutrons, le nombre total de fissions par proton incident est égal à :

$$N_f = \frac{N_t - v_s}{v} = \frac{v_s}{v} \frac{k}{1 - k} \quad (2)$$

On en déduit aisément le potentiel d'incinération à travers la puissance thermique P (MW), dégagée par l'ensemble sous-critique (ou réacteur sous-critique) :

$$P(\text{MW}) = E_f(\text{MeV})I(A) \frac{v_s}{v} \frac{k}{1-k} \quad (3)$$

où $I(A)$ est l'intensité et E_f (MeV) l'énergie libérée par fission (~200 MeV). On constate que l'intensité de faisceau, nécessaire pour obtenir une puissance de réacteur donnée, est d'autant plus faible que l'on s'approche de la criticité $k = 1$. On peut également, selon l'approche de C. Rubbia, considérer ce système comme un amplificateur d'énergie de gain G :

$$G = \frac{P_{\text{réacteur}}}{P_{\text{faisceau}}} = \frac{E_f}{E_p} \cdot \frac{v_s}{v} \cdot \frac{k}{1-k} \quad (4)$$

où $P_{\text{réacteur}}$ est la puissance thermique du réacteur, P_{faisceau} celle du faisceau.

Un tel système peut réaliser une condition d'autosuffisance énergétique, si la puissance électrique délivrée par le réacteur est supérieure à la puissance nécessaire pour faire fonctionner l'accélérateur. On peut montrer que k doit être supérieur à une certaine valeur k_b située entre 0,61 et 0,72 selon les valeurs des rendements thermique du réacteur et électrique de l'accélérateur.

Un aspect important pour la transmutation concerne l'économie de neutrons qui est meilleure que dans le cas du réacteur critique équivalent. On peut montrer, en effet, que par rapport à celui-ci, le nombre de neutrons supplémentaires S par fission est égal à :

$$S = \frac{v}{k} - v \quad (5)$$

Ce nombre S est loin d'être négligeable vis-à-vis du nombre de neutrons disponibles dans un réacteur $k = 1$, dès lors que l'on prend en compte toutes les causes de captures parasites et de fuites. A titre d'exemple, avec $k_b = 0,7$ et $v = 2,65$, $S = 1,07$ à comparer avec $S \cong 0$ pour un REP et 1,7 pour un RNR sans régénération du plutonium.

Un autre aspect concerne la sûreté. Certaines des contraintes qui lui sont rattachées (coefficients de vidange, fraction de neutrons retardés β_{eff} ...) pourraient être assouplies avec ces systèmes. En effet, la sous-criticité introduit une marge de criticité prompte

$\delta = 1 + \beta_{\text{eff}} - k$, plus grande que celle d'un réacteur critique. Il est possible que la sous-criticité autorise de plus grandes marges de manœuvre concernant l'inventaire en actinides ou concernant le recyclage, et permette d'atteindre le taux maximal de consommation d'actinides, 46 kg par TWh(th) fourni, obtenu en absence de support fertile tel que uranium 238.

Le niveau de criticité $k < 1$ est directement lié à la composition du cœur et au spectre de neutrons. Il ne dépend pas, à un instant donné, de l'intensité de l'accélérateur, qui ne peut donc contrôler que la puissance thermique du réacteur, pour une valeur donnée de k , et ce dans la plage d'intensité possible pour l'accélérateur. En d'autre terme, on peut éventuellement compenser de faibles variations de k par l'intensité, pour maintenir un niveau de puissance constant ; mais, si k est voisin de 1, cette compensation peut entraîner une importante variation de I , incompatible avec les capacités de l'accélérateur (le produit $I/(1-k)$ doit être maintenu constant). Si l'on ne dispose pas de barres de contrôle et pour un combustible solide, le niveau de criticité évoluera durant le cycle d'irradiation en fonction de la composition et du spectre de neutrons sans possibilité d'action corrective extérieure. Il faut alors être sûr que, en toute circonstance, k ne peut dépasser 1, ce qui peut être particulièrement délicat lorsque le réacteur est à un faible niveau de sous-criticité.

L'accélérateur de haute intensité

La zone de variation de l'intensité d'un faisceau de haute énergie pour un système de puissance équivalente à un réacteur standard de 3 000 MW(th) se situe dans la plage 10-300 mA, selon la valeur de k (voir la relation (3)). En conséquence, on a besoin d'accélérateurs capables de délivrer des protons de l'ordre de 1 GeV, avec des intensités comprises entre 10 et 300 mA, soit :

- Des accélérateurs linéaires fonctionnant en mode continu, dont le cas de référence est celui de Los Alamos aux États Unis (800 MeV, 1mA moyen, cycle utile de 6 %).

- Des cyclotrons, pour des intensités inférieures à 20 mA, dont le cas de

référence est celui de PSI à Viligen en Suisse (600 MeV, 0,8 mA).

La faisabilité technologique de ces accélérateurs, à partir de ces 2 cas de référence, semble acquise, moyennant un important effort de R et D, notamment dans les domaines suivants :

- La minimisation des pertes de faisceaux, qui doivent être limitées à des valeurs très faibles (estimées à 10^{-8} /mètre pour un linéaire) de manière à ne pas activer les structures de l'accélérateur à un niveau tel que toute intervention manuelle devienne impossible ; ceci est notamment délicat pour ce qui concerne l'extraction dans les cyclotrons.

- L'efficacité du système radiofréquence (RF) en vue du meilleur rendement possible.

- La disponibilité et la fiabilité des divers composants, notamment du système RF.

Propositions actuelles de systèmes hybrides

Divers laboratoires ont présenté des modèles de systèmes sous-critiques depuis la fin des années 80. Les deux concepts suivants ont été les plus étudiés :

- Un réacteur à neutrons superthermiques et à haut flux (proche de 10^{16} n/cm².sec) utilisant la technologie des sels fondus développées à Oak Ridge dans les années 60. Ce système peut en principe détruire l'ensemble des actinides avec un retraitement en ligne permettant d'extraire les produits de fission, consommateurs de neutrons. Largement étudié à Los Alamos, il est aujourd'hui pratiquement abandonné, le consensus semblant s'établir autour du système ci-après, proposé en 1994 par Carlo Rubbia.

- Un réacteur à neutrons rapides et à combustible solide, utilisant le plomb (ou un eutectique Pb-Bi) comme fluide caloporteur à la place du sodium jugé trop chimiquement réactif. Il est proposé dans ce cas de recycler l'ensemble des actinides, coextraits par électropyrométallurgie, le procédé hydrométallurgique fondé sur PUREX n'étant pas adapté à une telle coextraction.

Le développement d'un tel système posera toute une série de questions techniques :

– au niveau de l'accélérateur, comme évoqué plus haut ;

– au niveau de la fenêtre séparant l'accélérateur de la cible de spallation, fenêtre qui est soumise à de fortes contraintes notamment thermiques, éventuellement chimiques (corrosion par ex.), et d'irradiation aux protons et neutrons ;

– au niveau de la cible de spallation, constituée très vraisemblablement d'un alliage Pb-Bi liquide (corrosion sous irradiation et sous modification de composition chimique liée à la formation des produits de spallation) ;

– au niveau des structures en général.

La construction de sous-ensembles et leur assemblage en vue de constituer une maquette sous-critique de puissance modeste apparaît aujourd'hui comme une étape indispensable à la maîtrise de cette nouvelle option, qui devrait contribuer à la solution du problème des déchets sous l'angle d'une destruction la plus efficace possible.

Références

– Clairborne H.C., *Neutron induced transmutation of high-level radioactive waste*, rapport ORNL-TM-3964, 1972.
 – Croff A.G. *et al.*, *A preliminary assesment of partitioning and transmutation as a radioactive waste management concept*, rapport ORNL-TM-5808, 1977.

– Bowman C.D. *et al.*, Nuclear energy generation and waste transmutation using an accelerator-driven intense thermal neutron source, *Nuclear Instruments and Methods*, A320, 1992, p. 336-367.

– Promé M., 8^e Journées Saturne, *Accelerators applied to the nuclear waste problem*, Laboratoire National Saturne, rapport LNS/Ph/94-12, CEA- Saclay (France), 5-6 mai 1994, p. 91.

– Rubbia C. *et al.*, *Conceptual design of a fast neutrons operated high power energy amplifier*, rapport CERN/AT/95-44 (ET), 1995.

– Birraux C., Le projet de réacteur hybride du Pr. Carlo Rubbia, *Contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires*, rapport de l'Office Parlementaire d'Évaluation des Choix Scientifiques et Technologiques n° 3491, chapitre 3, 1996.

Le numéro 7 de décembre 1996 de *L'Actualité Chimique* « **Chimie de coordination aux frontières de la réactivité, des matériaux et de la biologie** » peut faire l'objet d'une commande au numéro.

Prix : membres de la SFC (n° de sociétaire :) 50 F
 non-membres de la SFC 100 F

NOM : Prénom :

Adresse d'expédition :

Code postal : Ville :

Nombre d'exemplaires souhaités :

Ci - joint :

- bon de commande
- chèque postal
- chèque bancaire

Ce bulletin est à adresser, accompagné du règlement ou d'un bon de commande, à la Société Française de Chimie, 250, rue Saint-Jacques, 75005 Paris.