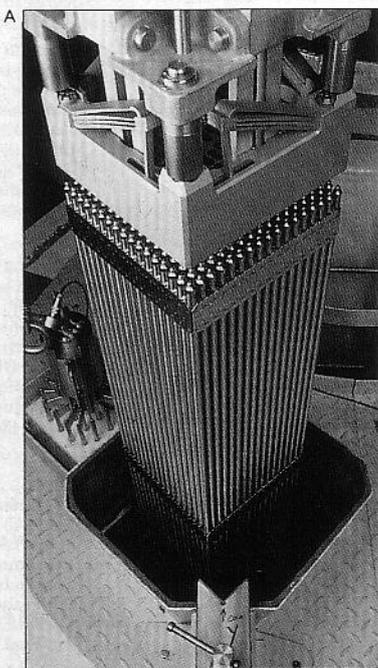
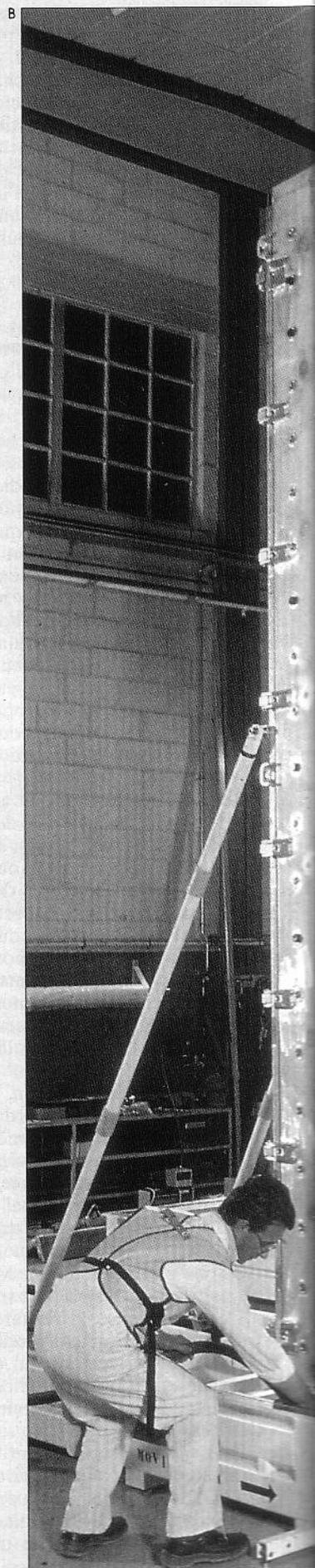


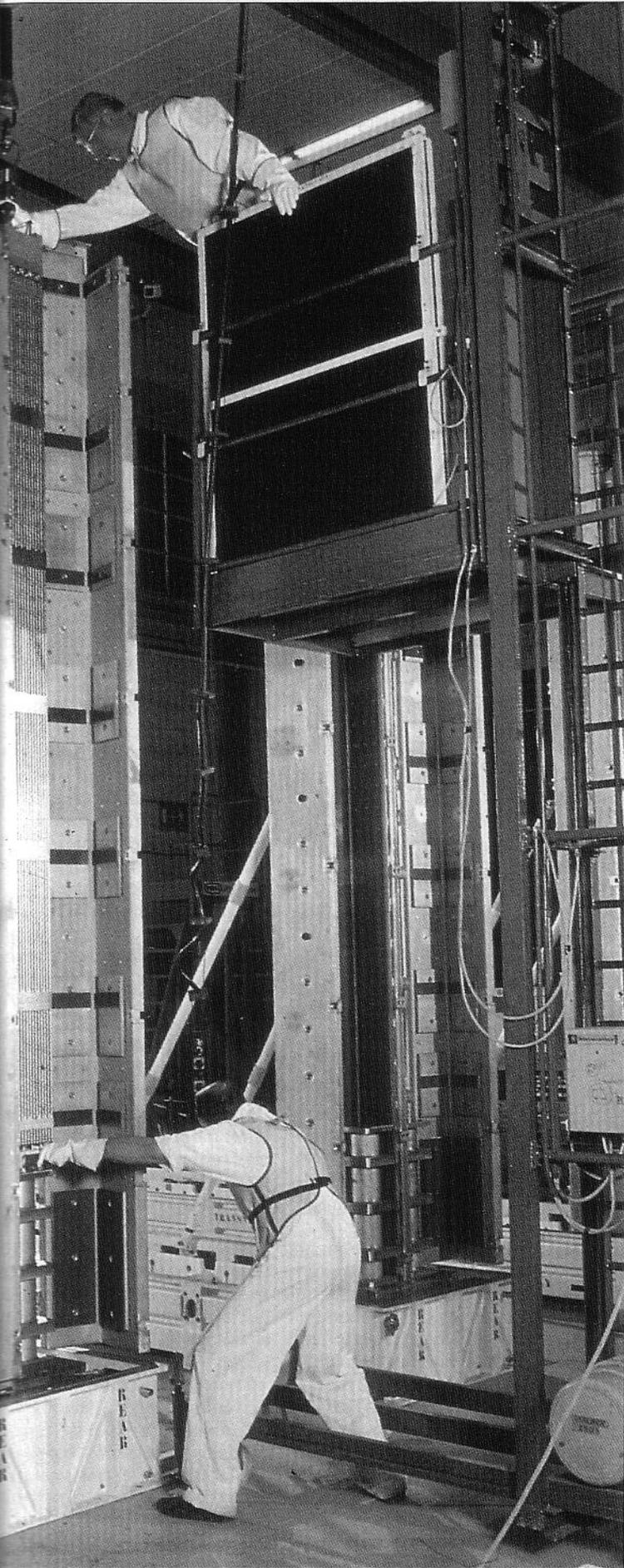
UNE NOUVELLE STRATÉGIE POUR LE PLUTONIUM

JEAN-PAUL SCHAPIRA



*De quoi sera fait
le combustible des
centrales nucléaires ?*





Après plusieurs semaines de tergiversations entre les ministères de l'Industrie et de l'Environnement, le gouvernement français donnait finalement en mai dernier le feu vert à la création de MELOX, une usine qui fabriquera un nouveau type de combustible nucléaire à base de plutonium. Historiquement, le plutonium avait une double vocation : l'armement atomique et les réacteurs nucléaires surgénérateurs. Pourquoi vouloir l'utiliser dans des réacteurs nucléaires « classiques », les réacteurs à eau sous pression qui recouraient jusqu'alors à l'uranium. Des avantages d'ordre technique, économique, écologique, voire politique, justifient-ils cette nouvelle stratégie ? Jean-Paul Schapira ouvre ici un dossier qui a été débattu dans le cercle habituel restreint des experts du nucléaire, à l'abri de voix moins orthodoxes, celle du Parlement par exemple ou encore celle du Collège pour la prévention des risques technologiques.

Figure 1. L'assemblage du nouveau type de combustible au plutonium (A) est identique à un assemblage standard à l'uranium. Il est formé de 17×17 crayons contenant des pastilles céramiques d'oxyde mixte UO_2-PuO_2 dont le montage est représenté en B. (Clichés Gogema)

**JEAN-PAUL
SCHAPIRA**

est physicien nucléaire et directeur de recherches au CNRS. Il a été membre de la Commission Castaing qui a évalué de 1981 à 1984 les options de gestion des combustibles nucléaires usés et des déchets.

Une nouvelle stratégie d'utilisation du plutonium s'est mise en place en France depuis 1985, subrepticement, en dehors de tout débat et expertise extérieure et selon la technique, bien connue dans le nucléaire, du « coup parti ». Des réacteurs ont commencé à être chargés avec du plutonium dès 1987 sans que l'on juge utile de réactualiser l'autorisation qui avait été donnée durant les années 1970, dans le contexte très différent du démarrage de ces réacteurs. En février 1989, nouvelle étape: le gouvernement donne le permis de construire de l'usine MELOX, alors que la commission interministérielle des installations nucléaires de base n'a pas eu le loisir, comme il se doit, d'examiner sur le fond le projet MELOX. Sa création ne sera donc autorisée qu'en mai 1990, soit un an et demi plus tard! Entre-temps, en décembre 1989, le problème est évoqué lors du rapide débat parlementaire sur l'énergie, au cours duquel Brice Lalonde exprime son opposition, tant que les conséquences, notamment sur les déchets, n'auront pas été tirées au clair. Bien que l'évaluation globale ainsi demandée n'ait pu être publiquement produite et discutée, le gouvernement tranche selon les vœux de l'industrie du cycle nucléaire, en faveur de cette nouvelle option. Il s'agit d'un changement de cap par rapport à la doctrine développée jusqu'alors en France par le Commissariat à l'énergie atomique, selon laquelle le plutonium ne peut être valablement utilisé dans les réacteurs à eau ordinaire, pour des raisons techniques mais aussi économiques liées au prix de l'uranium. Bien que ce dernier ait continuellement baissé depuis le début de la décennie, un autre discours est aujourd'hui mis en place par les mêmes acteurs institutionnels du nucléaire pour justifier ce qui apparaît finalement comme un « lot de consolation » comparé à la « voie royale » que devait représenter l'absorption du plutonium dans les surgénérateurs.

Jusqu'à présent, les réac-

teurs nucléaires utilisent uniquement de l'uranium enrichi, composé de deux variétés isotopiques: l'uranium-235 (U-235) et l'uranium-238 (U-238). Rappelons que seul le premier isotope est fissile, c'est-à-dire susceptible d'être fissionné en deux noyaux — appelés produits de fission — sous l'action d'un neutron (le neutron est avec le proton un constituant élémentaire de tout noyau atomique). La réaction de fission s'accompagne d'une libération importante d'énergie — elle est dans un réacteur transformée en énergie électrique — et d'une production de deux à trois neutrons, qui assure, grâce à un système de régulation (barres de commande) le maintien du flux neutronique et donc de la production d'énergie du réacteur. Quant à l'autre isotope, U-238, il conduit, par captures successives de neutrons, à une série de corps artificiels plus lourds que l'uranium, appelés transuraniens, et dont le plutonium constitue la plus grande part.

Avec le nouveau combustible, il s'agit de substituer ce corps à une partie de l'uranium enrichi. Le plutonium représente en effet une valeur énergétique importante, 60 à 70 % de son poids étant constitués d'isotopes qui peuvent subir, comme U-235, la fission en libérant de l'énergie. Cette propriété est mise à profit dans les armes nucléaires: plus de 200 tonnes de plutonium sont ainsi accumulées au niveau mondial⁽¹⁾. Elle l'est aussi dans quelques réacteurs d'une nouvelle filière, les surgénérateurs, dont Superphénix représente actuellement l'exemplaire le plus important.

Selon une évaluation récente de l'OCDE⁽²⁾, on atteindra en l'an 2000 une production cumulée au niveau mondial de 150 000 tonnes de combustibles irradiés, contenant environ 1 500 tonnes de plutonium. Actuellement, la quasi-totalité de ce plutonium est « séquestrée » dans l'environnement hautement radioactif des combustibles usés, dont la plupart restent,

après déchargement, entreposés dans les piscines de désactivation auprès des réacteurs eux-mêmes. La gestion ultérieure de ces combustibles peut se concevoir selon deux options fondamentales. Dans le cadre de la première option, le combustible est considéré comme un déchet destiné à être définitivement enfoui en couches géologiques profondes, suite à une période d'entreposage de plusieurs décennies sous eau, puis éventuellement à sec. Cette solution, dite de cycle ouvert ou à passage unique, est pratiquement adoptée aux États-Unis, au Canada, en Suède et en Finlande. Elle est envisagée par l'industrie nucléaire d'autres pays comme la République fédérale d'Allemagne et l'Australie, pour une partie au moins de leurs combustibles. Dans ce cas, la totalité du plutonium, prisonnier de ceux-ci, est destinée à être enfouie en profondeur.

Sans **avantages** **économique** **ou écologique,** **le recyclage** **conforte, après** **coup, certaines** **options** **nucléaires** **actuelles.**

A l'opposé, la deuxième option consiste à retraiter les combustibles usés, en vue de séparer l'uranium légèrement enrichi et le plutonium, de l'ensemble des produits de fission et des autres éléments transuraniens (neptunium, americiem et curium) qui constituent les déchets dits de haute activité. Cette voie est actuellement mise en œuvre en France, au Royaume-Uni et au Japon, où d'importantes usines de retraitement sont en activité, en construction ou en projet.

C'est en France que se concentrent dans l'usine UP2-400 de La Hague 80 % des activités mondiales de re-

traitement de combustibles oxydes de la filière à eau ordinaire. Cette usine a retraité, à ce jour, plus de 3 000 tonnes de combustibles. Une nouvelle usine UP3 de 800 tonnes par an est à l'heure actuelle mise progressivement en service; et le démarrage de l'extension UP2-800 de l'usine actuelle devrait suivre en 1992. En régime de croisière, ces usines seraient ainsi capables d'extraire près de 15 tonnes de plutonium par an, des combustibles EDF et des combustibles provenant de contrats étrangers (fig. 2).

À l'époque où ces projets furent conçus, c'est-à-dire au début des années 1970, il allait pratiquement de soi que le nucléaire était appelé au niveau mondial à un fort développement qui devait conduire à une raréfaction des ressources en uranium. La parade qui paraissait alors évidente consistait à utiliser le plutonium extrait dans une nouvelle filière de réacteurs, les surgénérateurs: contrairement aux réacteurs à eau ordinaire, ceux-ci permettent, en principe, une valorisation énergétique beaucoup plus complète de l'uranium. En 1976, par exemple A. Giraud affirmait que « le recours aux surgénérateurs est nécessaire sans tarder... car les calculs ont montré qu'un retard dans leur introduction pourrait avoir un effet désastreux »⁽³⁾.

En 1977 démarre en France la construction d'un surgénérateur de 1 200 MW(e), Superphénix, considéré comme la tête d'une série commerciale qui devait totaliser, pensait-on alors, une puissance installée comprise entre 40 et 50 000 MW(e) en l'an 2000⁽⁴⁾. Depuis, toutes ces prévisions se sont avérées largement inexactes, y compris en France à partir de 1985, compte tenu notamment de la baisse continue, depuis le début de la décennie, des prix de l'uranium. Le suréquipement nucléaire se fait sentir en France, tandis que la non-compétitivité de la filière surgénératrice (un prix du kwh deux fois plus élevé que celui d'un réacteur standard de 900 MW(e)) se confirme au vu du fonction-

nement de Superphénix, à telle enseigne que le projet de construction d'un deuxième réacteur est abandonné en 1985 (voir « Surgénérateur à la dérive », dans *La Recherche* d'octobre 1988).

Pendant ce temps les perspectives concrètes de production d'importantes quantités de plutonium se confirment, avec le succès de l'usine de La Hague et la mise en route progressive des installations de la nouvelle unité UP3. Les compagnies d'électricité essentiellement en France, au Japon et en RFA, qui ont signé d'importants contrats de retraitement, auront donc à gérer des stocks importants de plutonium qui leur reviendront du retraitement de leurs combustibles. En l'absence de toute perspective d'utilisation dans les surgénérateurs, ces pays envisagent maintenant son recyclage dans les réacteurs actuels⁽⁵⁾.

Recycler le plutonium dans un tel réacteur consiste à remplacer dans un combustible standard constitué d'oxyde d'uranium UO₂ enrichi en U-235, une partie de cet isotope fissile par du plutonium. Le plutonium extrait des combustibles usés, lors des opérations de retraitement, est conditionné sous forme d'oxyde à l'usine de retraitement, puis mélangé à de l'oxyde d'uranium en vue de la fabrication d'un combustible mixte uranium-plutonium appelé MOX (*Mixed OXide*).

Cette solution avait déjà été étudiée dès les années 1950, aux Etats-Unis notamment. C'est en Belgique que, pour la première fois en 1963, fut inséré dans le réacteur BR3 du centre nucléaire de Mol, un assemblage de combustible mixte uranium-plutonium. Des quantités limitées furent également recyclées aux Etats-Unis, en RFA, en Italie, en Suède et en France. Mais en raison des difficultés rencontrées aux Etats-Unis par l'industrie naissante du retraitement commercial au début des années 1970, l'USAEC renonça à l'industrialisation du recyclage du plutonium en 1974. Commence alors en Europe une période

de mise en sommeil des activités de recyclage, l'effort se portant davantage sur le retraitement et les surgénérateurs. Seules deux usines, à Dessel en Belgique et Hanau en RFA (fig. 3), continuent alors la fabrication de combustibles MOX destinés au chargement partiel d'un certain nombre de réacteurs en Suisse et en RFA.

Avec le report *sine die* du surgénérateur, un regain d'intérêt pour le recyclage se manifeste depuis le début des années 1980 parmi certains pays engagés dans le traite-

programme CP1 pour lesquels le principe d'un taux de recyclage limité à 30 % avait été accordé lors de l'autorisation de création. Le premier chargement a eu lieu en 1987 dans le réacteur B1 de Saint-Laurent-des-Eaux (SLE-B1), lors du renouvellement annuel du cœur par tiers: sur les 52 assemblages constituant la recharge, 16 étaient des assemblages MOX. Depuis, d'autres réacteurs, SLE-B2, Gravelines 3 et 4, ont été chargés d'une manière analogue, le taux de recyclage n'ayant pour l'instant

Ils proviennent des usines de Dessel en Belgique et Cadarache en France, dont une extension spéciale, d'une capacité de 15 t/an pour le MOX, a démarré en 1989. A partir de 1993, le relais devrait être assuré par la nouvelle usine MELOX, d'une capacité de 115 t/an, dont la construction par COGEMA-FRAMATOME est en cours sur le site nucléaire de Marcoule. Le cycle du plutonium dans les réacteurs à eau ordinaire comporte essentiellement trois phases séparées par des opérations de transport: la

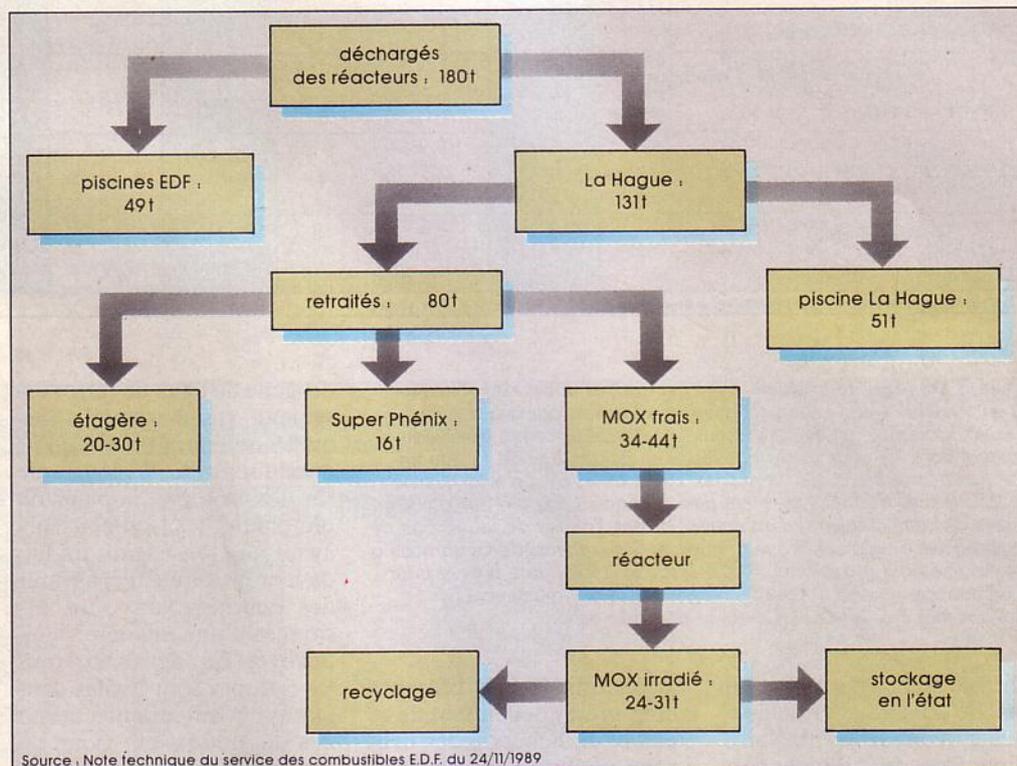


Figure 2. Ce schéma figure le devenir du plutonium des combustibles irradiés produits dans les réacteurs nucléaires d'EDF pour une situation cumulée en l'an 2000. A partir de 1991, environ 1 000 tonnes de combustibles usés seront déchargées chaque année du programme nucléaire EDF qui totalise actuellement environ 60 000 MW(e). Compte tenu des contrats signés entre EDF et COGEMA, 8 000 tonnes seront retraitées d'ici l'an 2000, produisant environ 80 tonnes de plutonium, dont une partie sera absorbée dans Superphénix (20 % environ), une partie du reste dans les réacteurs à eau ordinaire sous forme de MOX. Il faudrait réduire le contrat de retraitement de 8 000 tonnes d'environ 2 000 à 3 000 tonnes pour éviter dans ces conditions l'accumulation de stocks de plutonium.

ment en Europe et au Japon. Dans ce dernier, démarre en 1986 un programme de démonstration qui devrait aboutir à l'utilisation du MOX dans douze réacteurs autour de 1997. En France, EDF prend en 1985 une décision analogue de charger en assemblages MOX, progressivement jusqu'en 1995, seize réacteurs de 900 MW(e) du

pas encore atteint sa valeur maximum autorisée de 30 %. Les assemblages MOX nécessaires à ce programme sont commercialisés par COMMOX, une entreprise mixte créée en 1984, regroupant BELGONUCLÉAIRE, une société belge spécialisée dans le combustible au plutonium et COGEMA, filiale à 100 % du Commissariat à l'énergie ato-

fabrication du combustible MOX, le séjour en réacteur et éventuellement le retraitement du combustible MOX usé⁽⁵⁾. Le combustible MOX est fabriqué dans une usine spéciale dans laquelle les deux poudres d'oxyde de plutonium et d'uranium, réduites à une très faible granulométrie, sont d'abord intimement mélangées dans des

(1) D. Albright et H.A. Feveisson, « Plutonium recycling and the problem of nuclear proliferation », *Ann. Rev. Energy*, 13, 239, 1988.

(2) *Gestion du combustible nucléaire irradié*, rapport d'un groupe d'experts, OCDE, Paris, 1986.

(3) Notes d'information du CEA, 11/12 décembre 1976.

(4) « Perspectives officielles d'EDF », *Le Monde*, 10 février 1976.

(5) H. Bairiot, « Laying the foundations for plutonium recycle in light water reactors », *Nuclear Engineering International*, janvier 1984, p. 27.

proportions qui dépendent à la fois de la composition isotopique du plutonium et de l'uranium, des impuretés (principalement l'isotope 241 de l'americium), et de la proportion d'isotopes fissiles recherchée. Le mélange peut s'effectuer avec de l'uranium naturel, ou légèrement enri-

tion qui définit la quantité d'énergie produite sous forme de chaleur par un combustible lors de son séjour en réacteur. Ce taux, exprimé en mégawatt x jour par tonne, atteint actuellement 33 000 MWj/t pour la plupart des combustibles standards. La composition isotopique

selon qu'il est employé dans un réacteur de la filière actuelle à eau ordinaire ou dans un surgénérateur comme Superphénix. En effet, dans le premier type de réacteur, les neutrons émis lors de la fission sont préalablement ralentis par chocs successifs sur les noyaux d'hy-

drogène de l'eau de refroidissement (modérateur), jusqu'à une énergie telle qu'ils n'induisent de fissions que sur les isotopes impairs du plutonium, les isotopes pairs ayant un effet négatif du fait de leur propriété de capturer des neutrons sans être fissionnés d'une manière significative. En revanche, tous les isotopes sont fissiles dans un surgénérateur qui n'utilise pas de modérateur pour ralentir les neutrons (on parle alors de réacteur à neutrons rapides).

	1987	production cumulée jusqu'en 1989	1990	1995	2000	principaux réacteurs chargés
France :						
CEA-CFCa, Cadarache	—	—	15	15	—	réacteurs EDF
COGEMA / FRAMATOME - MELOX, Marcoule	—	—	—	115	115	
Belgique :						BR3 (Mol), Oskarsham (Suède), réacteurs EDF
BELGONUCLÉAIRE, Dessel	15	100	35	70	70	
République Fédérale d'Allemagne :						Grundemmingen (RFA), Besnau (Suisse)
SIEMENS, Hanau	27	120	40	100	120	
Japon :						
PNC, Tokai	9	?	9	35	35	
Royaume-Uni						
BNFL	—	—	—	—	50	

Source : "Le combustible au plutonium : une évaluation, OCDE/AEN - 1989"

Figure 3. La capacité existante et/ou prévue des usines de fabrication du combustible MOX est représentée ici en tonnes par an. Jusqu'à présent, la fabrication de combustibles MOX se concentre au niveau mondial dans les deux usines de Dessel en Belgique et de Hanau en RFA, qui démarrèrent dès les années 1960. En 1989, un total cumulé de 220 tonnes de MOX avait été ainsi fabriqué, comparé aux 65 000 tonnes de combustibles standard. Récemment, l'atelier de fabrication de combustibles au plutonium pour Phénix et Superphénix de Cadarache a été modifié pour produire du MOX. Jusqu'en 1995, date prévue pour le démarrage de MELOX, les recharges MOX des réacteurs EDF proviendront des usines de Dessel et de Cadarache.

chi, ou même appauvri (rejets de l'usine d'enrichissement), voire avec de l'uranium issu du retraitement. Vient ensuite la fabrication de pastilles de céramiques par frittage de la poudre mélangée dans un four à haute température. Ces pastilles sont enfin empilées dans la gaine d'un crayon de combustible, gaine qui est ensuite hermétiquement fermée par soudure à ses deux extrémités (fig. 1 et 6).

Le cœur d'un réacteur de 1 000 MW(e) est constitué au total d'environ cent cinquante assemblages, et la proportion de combustibles MOX (le reste étant des combustibles standard à uranium enrichi) définit le taux de recyclage. Un autre paramètre important est le taux de combus-

du plutonium et la présence d'impuretés dépendent de ce taux et de l'énergie des neutrons qui l'irradient. La composition isotopique du plutonium est déterminée par le jeu des réactions induites par neutrons et des décroissances radioactives se déroulant dans le cœur du réacteur dont est issu cet échantillon et elle comprend principalement quatre isotopes : Pu-239, — 240, — 241 et — 242. La principale impureté est l'americium-241 résultant de la décroissance de l'isotope fissile 241 du plutonium, émetteur β de 14,4 ans de période. Ce plutonium est dit de première génération parce qu'il est fabriqué au sein d'un combustible standard. Sa composition isotopique ne conduit pas à la même quali-

été selon qu'il est employé dans un réacteur de la filière actuelle à eau ordinaire ou dans un surgénérateur comme Superphénix. En effet, dans le premier type de réacteur, les neutrons émis lors de la fission sont préalablement ralentis par chocs successifs sur les noyaux d'hydrogène de l'eau de refroidissement (modérateur), jusqu'à une énergie telle qu'ils n'induisent de fissions que sur les isotopes impairs du plutonium, les isotopes pairs ayant un effet négatif du fait de leur propriété de capturer des neutrons sans être fissionnés d'une manière significative. En revanche, tous les isotopes sont fissiles dans un surgénérateur qui n'utilise pas de modérateur pour ralentir les neutrons (on parle alors de réacteur à neutrons rapides).

Le MOX étant utilisé dans les réacteurs actuels, il est nécessaire d'augmenter la teneur en plutonium fissile d'un combustible MOX par rapport à celle de U-235 auquel il s'est substitué, de manière à contrebalancer l'effet négatif dû aux isotopes pairs. Le plutonium d'un assemblage MOX, dont la teneur varie pour cette raison entre 5 et 7 %, provient du retraitement de cinq à sept assemblages standard irradiés (fig. 1A).

L'introduction dans un réacteur de combustibles MOX à la place de combustibles

possibilité aux systèmes de régulation de maintenir la production d'énergie de fission à un niveau constant. Le suivi de la neutronique est plus complexe que dans le cas d'un cœur standard et nécessite la mise en œuvre de codes de calculs couplés directement au fonctionnement du réacteur. Tout ceci se traduit par un certain nombre de modifications du réacteur.

De nombreuses expériences visant à valider ces codes de calcul et à étudier le comportement des pastilles d'oxydes mixtes sous irradiation ont commencé au début des années 1970 en Belgique, en France à Chooz, en RFA et en Suisse. Après une période de stagnation d'environ six ans, elles reprurent plus intensément vers 1982 et portaient en 1989 sur un tonnage cumulé d'environ 220 tonnes de combustibles MOX produits dans les usines de Dessel et de Hanau (fig. 3). Ce chiffre est à comparer à celui de 65 000 tonnes de combustibles standard utilisés dans le monde jusqu'en 1990. Par référence à l'expérience que

	U-235	U-236	U-238	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242	Am-241	U	Pu+Am
comb. standard chargement	32,5	0	967,5	0	0	0	0	0	0	1000	0
comb. standard déchargement	84	3,91	943,72	0,12	5,4	2,21	1,32	0,45	0,03	956,47	9,54
comb. MOX chargement	2,13	0	946,32	0,70	30,19	12,15	5,5	2,48	0,54	948,45	51,55
comb. MOX déchargement	1,13	0,21	924,97	0,84	15,62	12,30	6,7	3,2	0,52	926,31	39,18

Source : "Le combustible au plutonium : une évaluation, OCDE/AEN - 1989."

Figure 4. On peut suivre ici les compositions d'un combustible standard et d'un combustible MOX, au chargement et au déchargement après avoir subi un taux de combustion de 33 000 MWj/t (les unités sont en kilogrammes par tonne de combustible⁽⁶⁾). Le plutonium utilisé dans le MOX est fabriqué au cours de l'irradiation du combustible standard enrichi à 3,25 % en U-235 et irradié à 33 000 MWj/t (lignes 1 et 2). Au déchargement il y a 9,5 kg de plutonium par tonne de combustible. Le plutonium de ce combustible est extrait, dans ce scénario, quatre ans après déchargement du réacteur et le combustible MOX fabriqué deux ans ensuite à partir d'uranium appauvri (ligne 3) provenant des rejets de l'usine d'enrichissement. On voit qu'il faut 51,55 kg de plutonium dans une tonne de combustible MOX: un assemblage MOX utilise donc dans ce cas le plutonium de 51,55/9,54 = 5,4 assemblages standard irradiés. Après passage dans le réacteur, 51,55-39,18 = 12,37 kg de plutonium ont été consommés essentiellement sous forme de Pu-239. Les quantités des trois autres isotopes restant pratiquement constantes, par le jeu des captures successives et des fissions, la proportion d'isotopes 240 et 242, jouant le rôle de poison neutronique, augmentent; ceci traduit bien une dégradation de la qualité du plutonium après irradiation dans le MOX. Sa composition isotopique peut être rehaussée par mélange avec du plutonium de meilleure qualité (première génération) réalisée au cours du retraitement par dilution.

présente toujours sous la forme oxyde est une étape indispensable pour sa mise en solution préalablement aux opérations de séparation chimique effectuées lors du retraitement. Le procédé actuel utilise l'acide nitrique qui dissout bien l'oxyde d'uranium, mais pas l'oxyde de plutonium. Les premiers essais effectués à cet égard dans les années 1970, notamment au centre nucléaire de Karlsruhe en RFA, se révélèrent décevants. Ce problème a depuis été résolu en agissant au niveau de la fabrication du MOX, par micronisation poussée et mélange très

homogène des poudres d'oxyde: on atteindrait actuellement une solubilité supérieure à 99 %, les parties insolubles chargées en plutonium étant envoyées aux déchets. Les deux autres difficultés sont liées au risque de criticité dû à l'augmentation des concentrations de plutonium dans les solutions traitées dans l'usine de retraitement et à un accroissement notable de ruthénium-106, produit de fission très radioactif et particulièrement gênant dans les cycles d'extraction. Elles sont résolues en retraitant les combustibles mixtes par dilution avec des

	sixième rechargement (cinquième recyclage)		cinquième rechargement (quatrième recyclage)		quatrième rechargement (troisième recyclage)		troisième rechargement (deuxième recyclage)		deuxième rechargement (premier recyclage)		premier rechargement	
combustible d'alimentation												
% de U-235 dans l'UO ₂	3,0	3,0	3,0	3,0	3,0	3,0	3,0	3,0	3,0	3,0	3,0	3,0
% de Pu dans le MOX	—	4,72	5,83	6,89	7,51	8,05						
% de MOX dans le réacteur	néant	18,4	23,4	26,5	27,8	28,8						
composition en % du Pu au déchargement												
Pu-239	56,8	49,7	44,6	42,1	40,9	40,0						
Pu-240	23,8	27,0	38,7	29,4	29,6	29,8						
Pu-241	14,3	16,2	17,2	17,4	17,4	17,3						
Pu-242	5,1	7,1	9,5	11,1	12,1	12,9						

Source : Farmer, A.A., "Recycling of fuel", dans Nuclear Power Technology, vol. 2, Oxford Science Publications, Oxford, p. 17 (1983).

Figure 5. Dans ce scénario d'autorecyclage (cité dans la réf. 6), le plutonium déchargé d'un réacteur est rechargé, après séparation à l'usine de retraitement, pour le recyclage suivant. A chaque recyclage, le cœur du réacteur est constitué de combustibles standard UO₂ (enrichi dans ce cas à 3 % en U-235) et de combustibles MOX dont la proportion représente le taux de recyclage. A chaque cycle, le combustible MOX est alimenté par le plutonium dit de première génération provenant de la partie des combustibles standard UO₂ et par celui provenant des combustibles MOX, irradiés dans le cycle précédent. Le mélange s'effectue par dilution au niveau de l'usine de retraitement. La proportion de MOX à chaque cycle est déterminée par la nécessité d'augmenter dans le MOX la teneur en plutonium pour compenser sa dégradation. Les paramètres se stabilisent au bout du cinquième recyclage. On constate également une diminution de la qualité du plutonium à chaque cycle, atténuée grâce au mélange, jusqu'à stabilisation au cinquième recyclage.

On acquiert depuis longtemps avec les combustibles standard, on ne peut parler pour l'instant d'opérations industrielles de recyclage du plutonium, mais plutôt d'expérimentations qui ont cependant montré la faisabilité de taux de recyclage et de combustion allant respectivement jusqu'à 70 % (réalisés dans le réacteur BR3 de Mol en Belgique en 1986) et 50 000 MWj par tonne.

Déchargé d'un réacteur, le combustible MOX peut être retraité de la même façon que le combustible standard à uranium enrichi (voir « Le retraitement des combustibles nucléaires » dans notre numéro de mai 1980). Il existe cependant trois problèmes spécifiques. Le premier concerne l'insolubilité de l'oxyde de plutonium dans l'acide nitrique. La dissolution d'un combustible qui se

combustibles standard, de manière à rendre les concentrations de plutonium et de ruthénium-106 compatibles avec les caractéristiques de l'usine. Dans le cas de la future usine UP2-800, le taux de dilution ne pourra pas ainsi dépasser 20 %.

Pour EDF, le recyclage induirà de nouvelles contraintes sans résorber tout le plutonium extrait des combustibles à La Hague.

Après un premier passage en réacteur, le plutonium d'un assemblage MOX s'est dégradé dans la mesure où la proportion d'isotopes fissiles a diminué (fig. 4). Aussi existe-t-il après un premier recyclage, deux scénarios envisageables de recyclage⁽⁶⁾: arrêter le recyclage et entreposer les assemblages MOX irradiés avec la perspective soit de les stocker définitivement en couches géologiques profondes, soit de les retraiter à une date ultérieure si un besoin en plutonium se faisait sentir pour un programme de surgénérateurs; ou bien extraire le plutonium de cet assemblage MOX irradié et le mélanger avec du plutonium de première génération, de façon à remonter sa qualité à un niveau permettant un recyclage supplémentaire. Ce mélange peut se faire selon des proportions bien définies dans l'usine de retraitement au niveau des solutions mères alimentant les cycles d'extraction. C'est la solution du retraitement par dilution des combustibles MOX.

Par ailleurs, le recyclage multiple peut se pratiquer de deux façons. La première est celle de l'autorecyclage, dans lequel chaque réacteur d'un parc est alimenté à partir du plutonium qu'il produit, dans

une proportion limitée seulement par la quantité de plutonium produite à chaque cycle; celle-ci augmente lentement pour se stabiliser après un certain nombre de recyclages (fig. 5). Le système nécessite que l'on injecte de l'uranium enrichi à chaque passage. Le taux maximum de dilution que l'on peut admettre à l'usine de retraitement (20 % dans le cas UP2-800) doit alors être évidemment supérieur au taux de recyclage, ce qui peut constituer à son tour une limite au nombre de cycles possibles. Parce qu'il nécessiterait notamment que soit modifié l'ensemble des réacteurs du parc, le scénario d'autorecyclage n'est pas considéré comme une solution viable sur les plans techniques et économiques. On préfère de loin spécialiser dans le recyclage du plutonium (multiple ou non) un nombre limité de réacteurs, modifiés en conséquence pour accepter un taux de recyclage le plus élevé possible.

Contrairement au cycle standard utilisant l'uranium enrichi, l'introduction du MOX dans un parc de réacteurs comporte un certain nombre de contraintes relatives au calendrier des opérations de retraitement, de fabrication du combustible MOX et d'irradiation en réacteur. L'augmentation progressive de la teneur en Am-241, produit de la décroissance de Pu-241, est à l'origine de deux types de contraintes, au niveau du réacteur et au niveau de la fabrication du MOX⁽⁶⁾.

Au niveau du réacteur, l'américium-241 représente un poison neutronique, c'est-à-dire qu'il a la propriété d'absorber un neutron sans produire une fission. Aussi les caractéristiques du combustible, et donc son mode d'utilisation dans le réacteur, dépendent dans une large mesure du délai qui s'écoule entre le déchargement du combustible irradié fournissant le plutonium, la séparation à l'usine de retraitement et enfin l'utilisation du combustible MOX. D'une manière générale, on a intérêt à extraire cet américium au cours du retraitement le plus tard

possible avant recyclage, de manière à limiter la pollution du plutonium par ce produit et donc contrôler au mieux les caractéristiques de l'assemblage MOX final, au moment où il doit être utilisé en réacteur.

A cette contrainte s'ajoute une autre plus importante, de nature radiologique. Le plutonium est en effet le siège d'émission de rayonnements gamma qui nécessitent une sérieuse protection, vis-à-vis de l'irradiation, des personnes manipulant ce plutonium dans l'usine de fabrication de MOX. Le plus intense provient de la désintégration de Am-241. Ce rayonnement est surtout gênant en tête d'usine lors des phases de mélange, où la protection assurée par l'oxyde d'uranium joue peu. Ceci nécessite des précautions (écrans de verres au plomb) lors des opérations de maintenance en boîtes à gants. Une concentration limite en Am-241 est donc fixée pour une installation donnée, imposant un délai maximum entre la séparation du plutonium à l'usine de retraitement et la fabrication du combustible. Par exemple la future usine MELOX de 115 t/an projetée par COGEMA-FRAMATOME à Marcoule est conçue pour accepter de l'oxyde de plutonium pollué jusqu'à 3 % en Am-241. C'est là une valeur *a priori* confortable puisqu'elle impose une fabrication du combustible MOX dans un délai de cinq ans environ à partir de la date de retraitement. Une autre raison enfin de ne pas laisser s'écouler un délai trop long entre la séparation du plutonium et la fabrication du MOX est la dégradation continue de la poudre de Pu-O₂ sous l'effet de la chaleur dégagée par la décroissance alpha de Pu-238 (88 ans de période). L'introduction du MOX dans un parc de réacteurs analogue à celui que gère Electricité de France ne peut être que progressive. Il faut en effet acquérir une expérience industrielle du recyclage qui aille largement au-delà de l'expérimentation actuelle et qui permette d'atteindre un degré de souplesse et de fia-

bilité analogue à celui obtenu avec le combustible standard. Tout exploitant de centrales nucléaires vise à espacer le plus possible dans le temps les arrêts de tranche pour les opérations de déchargement et de chargement de combustibles ou, ce qui revient au même, à diminuer la proportion de combustibles déchargés annuellement. On parle alors d'une gestion par 1/3, 1/4 ou 1/5 de cœur. Ceci n'est évidemment possible que si l'on augmente le taux de combustion, ce qui est le cas depuis plusieurs années avec le combustible standard. L'introduction du MOX dans les réacteurs va nécessairement condamner EDF à une gestion hybride du cœur, car les performances atteintes avec le combustible standard resteront, au moins jusqu'en l'an 2000, très supérieures à celles du MOX. Ce manque d'homogénéisation de gestion des cœurs de réacteurs chargés avec du MOX sera donc vécu comme une contrainte pour l'exploitant⁽⁷⁾.

Par ailleurs, le chargement des réacteurs avec du MOX n'est pour l'instant réglementairement possible que dans seize réacteurs de 900 MW (e) du premier programme CP1 et à un taux de recyclage inférieur à 30 %. Aller au-delà signifie pour EDF la mise en route de procédures d'autorisation, avec enquête d'utilité publique. Mais il n'est pas évident que le gouvernement souhaite voir se développer et se cristalliser critiques et oppositions à des projets d'extension du MOX. Ce d'autant plus qu'un tel débat a été complètement esquivé au moment du choix du MOX, non seulement au niveau du public, mais également à celui des instances officielles qui auraient dû être tenues au courant (le Parlement, le Conseil supérieur de sûreté et d'information nucléaire, le Collège de la prévention des risques technologiques).

Cette limitation très probable à l'extension du MOX induira un deuxième type de contrainte, liée cette fois à la gestion de quantités excédentaires de plutonium ex-

traites par retraitement et qui n'auraient pas été utilisées dans le MOX. Dans une note interne d'Electricité de France⁽⁷⁾, il est souligné qu'à moins de réviser les contrats actuels de retraitement, de vingt à trente tonnes de plutonium s'accumuleraient ainsi sur « étagère » d'ici l'an 2000. Ce plutonium qui se dégradera avec le temps sera de moins en moins utilisable, à moins de recourir à une purification fort coûteuse par rapport à Am-241.

Cette situation n'est pas propre à la France : elle existe au plan mondial⁽¹⁾. Les usines de retraitement projetées en l'an 2000 sépareront entre quarante et cinquante tonnes de plutonium par an, qui ne pourront pas être absorbées

Le recyclage du plutonium contribue-t-il à une meilleure gestion des déchets ? Le remplacement dans un réacteur d'un assemblage ordinaire à uranium enrichi par un assemblage MOX se traduit par une diminution du plutonium produit de l'ordre de 36 %. Ce remplacement évite en effet la production d'environ 9,5 kg de plutonium par tonne de combustible et sur les 51 kg de plutonium chargé dans une tonne de MOX, il ne reste, après irradiation, que 39 kg (cas à 33 000 MWj/t ; voir la figure 3).

Est-ce que cette propriété, de plus en plus marquée avec l'augmentation des taux de combustion, contribue à diminuer d'une manière significative les risques associés

très long terme. En revanche, les réactions de capture sont responsables de la formation de corps à vie très longue (neptunium, ameri-cium et curium) soit directement, soit indirectement par le jeu des décroissances radioactives.

Affectant à chacun des isotopes présents un coefficient de risque^(8,9), les calculs⁽¹⁰⁾ montrent que le gain dû à l'effet d'incinération du plutonium est annulé en partie par la formation de quantités nettement plus importantes de ces corps, par rapport au cas d'un combustible standard (pour un taux de combustion de 45 000 MWj/t, un accroissement d'un facteur 10 pour Cm-244, 7 pour Am-241, 4 pour Np-237). En

ans, à une époque où elle aura déjà largement diminuée. La comparaison peut être poussée plus loin entre un cycle ouvert sans retraitement pour lequel chaque assemblage irradié est considéré comme un déchet, et un cycle avec retraitement suivi d'un seul recyclage MOX. Cette dernière hypothèse semble pour l'instant parfaitement plausible, dans la mesure où le MOX se développant pendant longtemps dans un contexte de surplus de plutonium de première génération et de combustibles non retraités, il n'existera guère de motivation à utiliser un plutonium de deuxième génération obtenu au cours d'un retraitement par dilution.

(6) Le combustible au plutonium : une évaluation, rapport d'un groupe d'experts, OCDE, Paris, 1989.

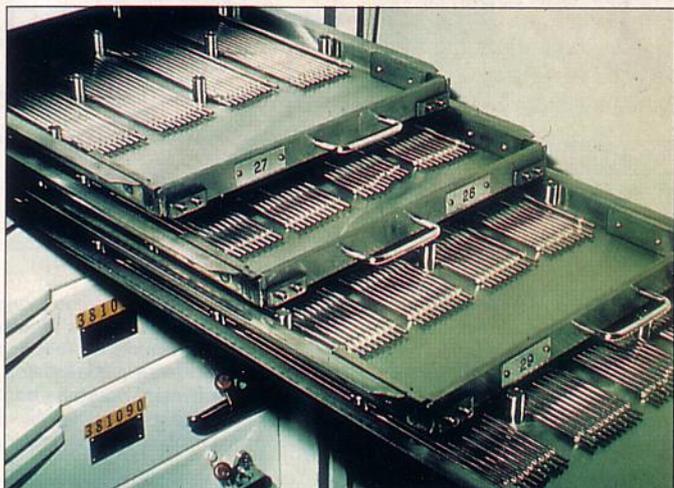
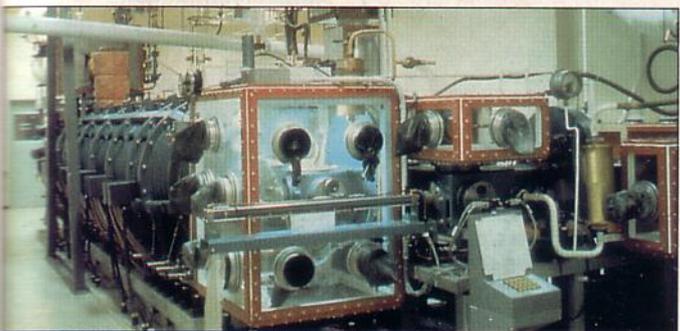
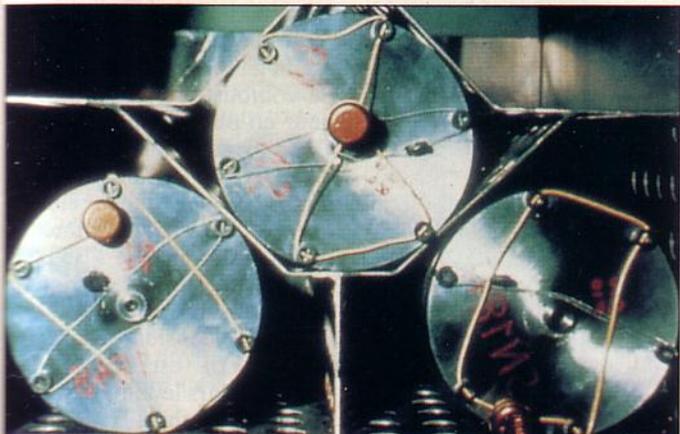
(7) Combustible MOX : aspects techniques, économiques et stratégiques, Rapport interne du service des combustibles d'EDF, 24 novembre 1989.

(8) « Limits for intakes of radionuclides by workers », ICRP Publication, 30, Pergamon Press, part 1, 1979 ; part 2, 1980 ; part 3 1981.

(9) « The metabolism of plutonium and related elements », ICRP Publication, 48, Pergamon Press, 1986.

(10) A.G. Elayi et J.P. Schapira, Long-term radiotoxicity ; in the framework of the ICRP-48, of high level wastes and spent fuels produced by light water reactors : impact of burn-up extension and of the use of mixed oxide fuels., Rapport de l'Institut de physique nucléaire d'Orsay, IPNO-DRE-8707.

(11) Uranium : ressources, production et demande, rapport OCDE, 1990.



par l'ensemble des usines de fabrication de MOX (14 tonnes de plutonium par an) et encore moins par les réacteurs eux-mêmes (8 tonnes par an). Il y a donc contradiction entre la volonté affichée par les promoteurs de cette filière de résoudre le problème du plutonium, en le brûlant dans les réacteurs, et les possibilités industrielles d'atteindre un tel objectif.

aux déchets ? Il faut d'abord remarquer que la destruction du plutonium est le résultat des processus de fission et de capture dont le réacteur est le siège. Les premières conduisent aux produits de fission, qui à part un nombre limité d'entre eux de périodes très longues (I-131, Tc-99, Cs-135 notamment) ne présentent pas de véritables problèmes de sûreté à

d'autres termes, s'il y a incinération de plutonium lors du passage d'un assemblage MOX en réacteur, il y a en revanche un accroissement de la radiotoxicité de cet assemblage pendant les mille premières années due à la présence de Cm-242 et Cm-244. La réduction de radiotoxicité ne s'observe qu'au-delà de cette période pour atteindre environ 30 % vers cent mille

Figure 6. La poudre d'oxyde de plutonium sortant de l'usine de retraitement est stockée dans des containers scellés (A). Les pastilles d'oxyde mixte UO_2-PuO_2 sont obtenues par frittage dans un four à haute température (B) puis empilées en boîte à gants dans les crayons (C) qui sont ensuite stockés (D) avant assemblage. (Clichés Cogema)

Prenant le cas d'un taux de combustion de 45 000 MWj/t, la comparaison entre les deux options doit se faire à quantité d'énergie produite, c'est-à-dire pour un même nombre d'assemblages⁽¹⁰⁾. Dans le premier cas, on considère 7,8 assemblages standard irradiés, dans le deuxième 6,8 assemblages standard irradiés, dont le retraitement a permis d'extraire le plutonium juste nécessaire pour alimenter le dernier assemblage MOX, que l'on irradie.

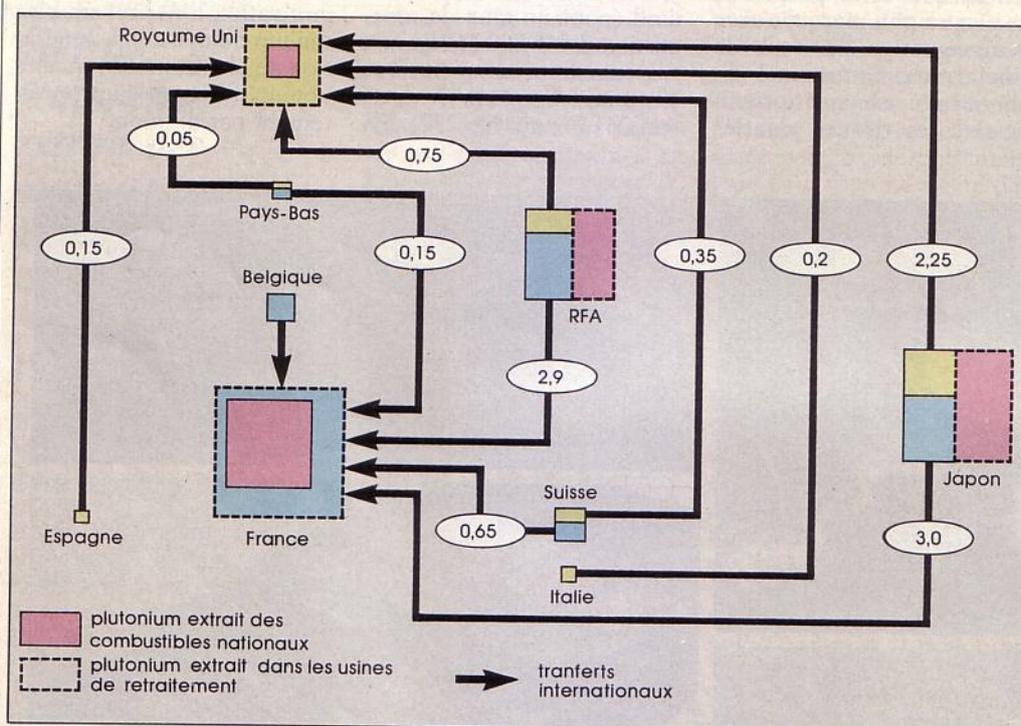
des autres corps à vie longue, l'incinération du plutonium opérée par le MOX se fait sentir dès la centaine d'années et conduit à une réduction qui reste inférieure à 40 % à n'importe quelle époque du futur. Du point de vue du risque potentiel, mesuré par la radiotoxicité, le non-retraitement et le retraitement sont donc pratiquement équivalents.

Se limitant à un seul recyclage, le MOX ne représente pas, du point de vue de la radiotoxicité potentielle des dé-

l'option non-retraitement. Qu'en est-il des aspects économiques du recyclage du plutonium? Le remplacement d'assemblages standard à uranium enrichi par des assemblages MOX conduit à une certaine économie d'uranium qui est, nous l'avons vu, de l'ordre de 25 %. Il en découle une réduction des coûts correspondant à l'extraction, à la conversion et à l'enrichissement de l'uranium naturel. En revanche, il apparaît un surcoût de fabrication du combustible et

niun dans le cas où l'on utilise dans le MOX de l'uranium provenant de l'enrichissement (uranium appauvri) ou du retraitement. La différence de coût entre les deux cycles ne porte donc que sur le coût de fabrication du combustible. Dans le cas du MOX, sa fabrication est plus coûteuse que celle d'un combustible standard de l'ordre de 200 dollars le kilogramme, d'un facteur allant de 4 à 6. Ce surcoût compense-t-il les économies réalisées au niveau de l'extraction d'uranium et de son enrichissement? Selon une étude récente de l'OCDE/AEN⁽⁶⁾, les coûts globaux comparés des combustibles standard et MOX, rapportés à une certaine production d'électricité, indiquent un avantage pour le MOX, qui est d'autant plus marqué que l'on augmente son taux de combustion (ceci est dû à l'insensibilité du coût du combustible MOX à la teneur en plutonium).

Cette conclusion en faveur du MOX doit cependant être tempérée par deux remarques. D'abord, le combustible MOX sera irradié à 33 000 MWj/t au moins jusqu'en 2000. Ensuite, le prix de l'uranium considéré dans le calcul OCDE est de quatre-vingts dollars le kilogramme, alors que depuis 1980 il a chuté continuellement sur le marché à court terme jusqu'à 25 dollars le kilogramme en août 1989⁽¹¹⁾. De plus, l'étude OCDE prend un coût de fabrication de l'assemblage MOX de 800 dollars le kilogramme, alors que le coût de fabrication des seuls crayons de combustibles MOX atteint actuellement 1 300 dollars le kilogramme à l'usine de Dessel en Belgique. Si l'on effectue, en août 1989, la comparaison entre un combustible MOX à 33 000 MWj/t et un combustible standard à 43 000 MWj/t (ce qui correspondra à la réalité d'ici 1995), les coûts des deux combustibles deviennent équivalents à un prix d'environ quarante dollars par kilogramme d'uranium naturel. Il semble donc que l'introduction du MOX, en l'état actuel du marché de l'uranium, soit une opération blanche du point de vue économique,



Les déchets se réduisent dans le premier cas aux 7,8 assemblages standard irradiés, et dans le second aux déchets de haute activité correspondant au retraitement de 6,8 assemblages standard irradiés, plus un assemblage MOX irradié non retraité.

L'effet global de réduction de radiotoxicité apparaît au bout d'une centaine d'années et atteint environ 40 % vers cent mille ans. En conclusion, du fait de la formation

chets à vie longue, une véritable amélioration par rapport à une solution de non-retraitement. Ce n'est même pas le cas si la comparaison est poursuivie avec les autres types de déchets (technologiques et de procédé) de faible et moyenne activité contaminés avec des corps à vie longue qui sont produits au niveau des usines de retraitement et de fabrication du combustible MOX, et qui sont absents dans le cas de

éventuellement un coût pour le plutonium et l'uranium chargés dans le MOX. Cette comparaison peut se faire selon deux approches.

Dans la première approche, le retraitement des combustibles usés est justifié du point de vue des déchets. Le plutonium apparaît alors comme un sous-produit fatal du retraitement, dont le coût a déjà été comptabilisé. Il en va de même pour l'ura-

même si l'on considère le plutonium comme « gratuit ». De plus, on notera que ces coûts n'intègrent pas ceux des transports entre usines (risque de criticité, protection physique des matières fissiles), ceux résultant de la diminution du contenu fissile du MOX avec le temps et enfin ceux d'une éventuelle étape de purification par extraction de l'américium. Si elle s'avérait nécessaire, cette dernière opération (dix-huit dollars le gramme de plutonium sous forme de Pu-O₂) ferait plus que doubler le coût du combustible MOX qui passerait de huit cents à deux mille dollars le kilogramme, rendant sans intérêt le recyclage du plutonium que l'on aurait séparé depuis trop longtemps. Enfin, la différence de coûts est largement atténuée si l'on raisonne non plus au niveau des combustibles standard et MOX, mais au niveau d'un parc de réacteurs (10 % de pénétration globale dans le cas du programme EDF).

Dans la deuxième approche, on considère que le retraitement n'est pas la voie de passage obligée pour la gestion des déchets. L'avantage du MOX disparaît complètement car l'on doit attribuer un coût au plutonium lié au coût du retraitement. Prenant un coût de retraitement de mille dollars le kilogramme retraité, produisant dix grammes de plutonium, on arrive à un coût du plutonium de l'ordre de soixante dollars le gramme. Dans ce cas, la justification économique du retraitement et du recyclage du plutonium serait réalisée à un coût de l'uranium naturel plus élevé, de deux cents à trois cents dollars le kilogramme.

L'utilisation du combustible MOX entraînera inexorablement un accroissement des transports de matières fissiles. Ceci est d'abord dû au fait que les usines de fabrication de MOX existantes ou en projet (Dessel, Hanau, Cadarache et Marcoule) ne sont pas intégrées ou simplement adjacentes aux usines de séparation du plutonium. Il y aura donc des transports à partir des deux principaux

centres de retraitement, La Hague en France et Sellafield dans le nord du Royaume-Uni, d'une partie du plutonium (sous forme de poudre Pu-O₂) vers les usines de fabrication de MOX.

Ces transports concerneront essentiellement le plutonium appartenant aux clients européens, qui préféreront, du moins dans un premier temps, laisser leur plutonium « en consigne » dans les usines de retraitement avant de le diriger directement vers une des usines de fabrication de combustible. Cependant, vu les surplus qui iront en s'accumulant et le prix assez élevé de stockage du plutonium aux usines de retraitement (un à deux dollars le gramme par an), il n'est pas exclu qu'il y ait aussi des transports des usines de retraitement vers des centres de stockage dans les pays eux-mêmes. Une mention spéciale doit être faite pour le Japon, qui est avec la RFA le plus gros client de La Hague et de Sellafield. Ce pays, à moins qu'il ne décide d'investir dans des usines MOX en Europe, devra à terme rapatrier son plutonium et fabriquer les combustibles MOX au Japon même. Il ne s'agit pas d'une affaire banale compte tenu des protections physiques qu'il faut assurer pour un transport qui sera probablement maritime. En 1984, le transport de 250 kilogrammes de plutonium seulement, de La Hague vers le Japon, par le canal de Panama a nécessité une escorte de navires français et américains et une surveillance par satellite à partir du Japon ! Il y aura ensuite des transports des usines de fabrication vers les réacteurs de plutonium sous la forme d'assemblages MOX qui sont soumis à des réglementations sévères de protection.

Cette multiplicité de transports (fig. 7), qui se fera semble-t-il essentiellement par terre et par mer, revêt une importance primordiale pour les États qui auront à se garantir contre toute agression de type terroriste et contre tout détournement de matières fissiles qui contribuerait à la prolifération. Ce-

ci a amené de nombreux analystes, notamment aux États-Unis⁽¹⁾, à considérer le retraitement et les transports de quantités de plutonium se chiffrant en tonnes, comme

Le risque de prolifération augmentera avec la commercialisation internationale du plutonium.

une activité proliférante à éviter.

Contrairement au surgénérateur, le MOX ne suppose pas le développement d'une nouvelle filière de réacteurs ; en ce sens, il ne nécessite que des investissements limités si on le compare au reste de la filière nucléaire, mais il a également un impact économique limité, voire nul. La pénétration du MOX dans un parc de réacteurs apparaît comme une gêne à la gestion des cœurs à uranium enrichi, gestion qui est arrivée aujourd'hui à maturité. Pour un avantage économique incertain, le MOX introduit donc des contraintes nouvelles, notamment dans le calendrier des opérations. Dans les conditions réelles ne comportant qu'un seul passage en réacteur, l'opération globale (retraitement plus recyclage) se compare à la solution non-retraitement, du point de vue de la radiotoxicité des déchets de haute activité produits. Le discours tenu depuis de nombreuses années par les promoteurs du nucléaire selon lequel le retraitement est la seule solution pour gérer les déchets est concrètement mis en défaut. Le MOX ne trouve donc guère de justification pour lui-même ; de plus, l'absence totale de perspectives pour les surgénérateurs avant le milieu du siècle suivant, et le fait que le nucléaire se développera très vraisemblablement avec des réacteurs améliorés de la filière actuelle, enlève également toute justification du MOX comme solution d'attente.

Le retraitement éviterait, se-

lon ses promoteurs, de ne pas avoir à enfouir définitivement en couches géologiques profondes le plutonium avec l'ensemble des autres déchets issus des combustibles

nucléaires usés. Or le recours au MOX ne permet pas d'atteindre cet objectif, puisque l'incinération du plutonium recyclé n'est que partielle (environ 30 %), que les conditions réelles de pénétration du MOX ne permettent pas de recycler en tout état de cause la totalité du plutonium extrait par retraitement et que finalement le combustible MOX irradié risque dans un tel contexte d'être enfoué définitivement en profondeur. Dépourvu de justifications écologiques et économiques, le recyclage du plutonium apparaît davantage comme un appendice du retraitement qui donnerait à ce mode de gestion des combustibles usés l'apparence d'une cohérence.

En l'absence de programmes de surgénérateurs, il serait certainement préférable de ne pas procéder à cette extraction immédiate et d'entreposer les combustibles usés sous eau ou à sec pendant plusieurs décennies, comme l'envisagent dès maintenant un certain nombre de pays dotés de programmes nucléaires (entre autres la Suède, les États-Unis, le Canada). Cette autre gestion des combustibles usés aurait l'avantage de laisser ouvertes, comme l'a souligné dans ses conclusions la Commission présidée par le professeur Castaing⁽¹²⁾, toutes les possibilités de gestion ultérieures (retraitement poussé, surgénérateur, stockage définitif des combustibles en l'état) et éviterait les risques socio-politiques liés à la circulation de quantités importantes de plutonium. ■

(12) Rapport du groupe de travail sur les recherches et développements en matière de gestion des déchets radioactifs, Ministère du redéploiement industriel et du commerce extérieur, octobre 1983, octobre 1984.