

# le dossier

**Le cycle du combustible nucléaire :**  
de la mine d'uranium jusqu'au recyclage et aux déchets  
par Paul Rigny



**l'actualité  
chimique**

publié avec le n° 345 de L'Actualité Chimique, octobre 2010

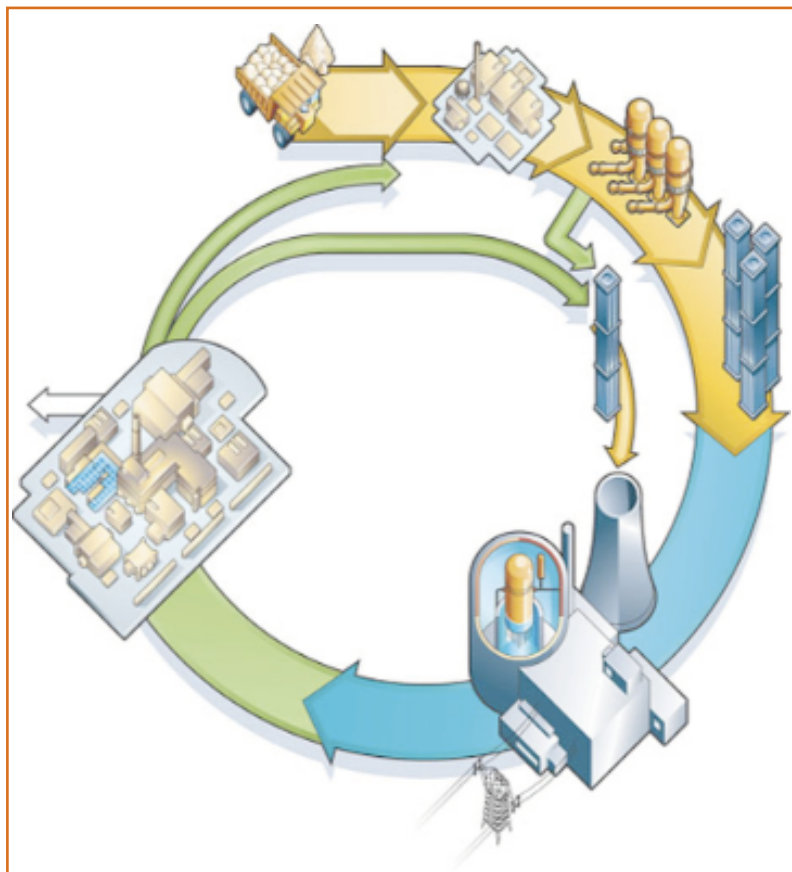


Figure 1 - Le cycle du combustible nucléaire.

**Résumé** La matière fissile, en l'occurrence l'uranium, telle qu'on la trouve dans les sols est bien loin de pouvoir se prêter aux réactions nucléaires en chaîne qui permettent d'en extraire l'énergie. Il faut l'isoler, lui faire subir les transformations chimiques qui en permettent son enrichissement isotopique en uranium 235, le transformer à nouveau – chimiquement et physiquement – pour en faire le combustible fourni au réacteur. Après combustion, mélange de dizaines de radioéléments, il faut le retraiter pour récupérer la matière fissile qu'il contient encore. Le reste, ce sont les fameux « déchets », à conditionner pour se prémunir de leur radioactivité. Ces opérations, nombreuses et complexes, nécessitent des travaux de recherche pour être définies et des développements industriels importants. Tout ceci constitue le « cycle du combustible nucléaire », décrit et analysé dans cet article.

**Mots-clés** Séparation isotopique, retraitement, combustible nucléaire, déchets radioactifs, uranium.

**Abstract** The nuclear fuel cycle

The radioactive material, basically uranium, as found in nature is far from suited to enter in the chain reactions needed to produce energy. It has to be concentrated, transformed in chemical forms which allow its isotopic enrichment, transformed again – chemically and physically – to fabricate the fuel elements to be used in the reactor. After combustion, it has turned into a complex mixture of radioelements which has to be processed for the useful part to be extracted for recycling. The remaining part is the radioactive waste that has to be conditioned for the protection of the people. These very numerous transformations are a very complex set of operations. Much research and much industrial development have been and still are required to define and optimize them. They form the “nuclear fuel cycle”, described and analyzed in this paper.

**Keywords** Isotopic separation, reprocessing, nuclear fuel, radioactive waste, uranium.

## Le dossier de *L'Actualité Chimique*

- Ce dossier est publié pour sensibiliser un grand nombre de lecteurs intéressés aux développements actuels dans le domaine des sciences chimiques. Il s'appuie sur des résultats de recherches pouvant avoir d'importantes conséquences, soit dans le domaine purement scientifique, soit par leurs applications.
- Il s'adresse à un large public de scientifiques : étudiants, chercheurs, professeurs, industriels... désireux de comprendre les évolutions scientifiques, ou tout simplement curieux.

**Ce dossier est détachable : n'hésitez pas à le faire lire autour de vous !**

# Le cycle du combustible nucléaire

## De la mine d'uranium jusqu'au recyclage et aux déchets

Paul Rigny

Le cycle du combustible nucléaire est l'ensemble des opérations de transformation – chimique, physique ou physico-chimique – que subit la matière utilisée pour la production d'énergie en réacteur : de la mine au réacteur, puis de la sortie du réacteur au recyclage éventuel des *matières valorisables* et au conditionnement des *déchets ultimes* (figure 1).

Cette phrase, qui utilise le vocabulaire en cours dans le milieu nucléaire, mérite quelques explications. La réaction de fission nucléaire est utilisée dans un réacteur nucléaire comme la réaction de combustion dans une centrale classique qui brûle du pétrole, du gaz ou du charbon : pour chauffer de l'eau – d'où l'emprunt du mot « combustible ». La fabrication du combustible pour introduction en réacteur puis, après son utilisation en réacteur, le démontage de ses composants technologiques, la séparation chimique des matières contenues, leur traitement suivi du conditionnement en matières valorisables ou en déchets... sont toutes des opérations de transformation qui constituent le « cycle du combustible ». Le mot « cycle » est là pour insister sur la possibilité de recycler une partie des matières fissiles après passage en réacteur – l'uranium contenu dans le combustible à l'entrée mais non consommé en réacteur, ou le plutonium produit pendant le fonctionnement du réacteur et non consommé –, puis de la réutiliser dans un nouveau passage en réacteur.

Par extension, le mot « cycle » peut être utilisé indépendamment du recyclage des matières. On appelle ainsi « *amont du cycle* » l'ensemble des opérations qui mènent l'uranium de la mine au réacteur, et « *aval du cycle* » celles qui partent du combustible usé par le fonctionnement en réacteur pour conditionner ou séparer les matières fissiles restantes, en vue de leur recyclage ou de la gestion des déchets. Dans les cas où aucune intention de recyclage des matières n'existe (exemple de plusieurs grands pays nucléaires, à commencer les États-Unis), on parle de « *cycle ouvert* », essentiellement constitué du cycle amont.

Il existe une variété de filières de réacteurs nucléaires. Pour simplifier, nous considérerons ici le cas de la filière REP (réacteur à eau pressurisée), qui est la plus utilisée industriellement dans le monde – et qui est en particulier la filière d'EDF (voir encadré 1). Au cours de sa présence dans le réacteur, l'isotope 238 de l'uranium donne naissance à des atomes de plutonium 239, qui eux aussi subissent la réaction de fission et participent à la production d'énergie. Cette propriété est utilisée par EDF dans la variante « MOX » du réacteur REP, dont nous considérerons également le cycle (figure 2).

### Les opérations de l'amont du cycle

#### Principales étapes

Les principales étapes du cycle amont sont (figure 2) :

- **La prospection des gisements** : l'uranium est largement

#### Encadré 1

##### Le poids économique du cycle du combustible

Les opérations qui constituent le cycle du combustible sont des opérations chimiques ou physico-chimiques nombreuses, souvent complexes et dont la mise en œuvre industrielle est rendue délicate par la nécessité absolue de maîtriser les risques que présente la manipulation de la matière radioactive. Leur coût est une part importante du coût total de production de l'électricité nucléaire. Plus précisément, les opérations du cycle du combustible coûtent entre 15 et 20 % du coût du kWh, soit environ 5 €/MWh. Les deux postes principaux – l'enrichissement de l'uranium et le traitement des combustibles usés pour valorisation et conditionnement – pèsent environ le tiers chacun du coût total du cycle.

EDF produisant environ 420 TWh/an (production de l'année 2006) fait un chiffre d'affaires de l'ordre de 12 milliards d'euros par an. L'électricité produite étant aux trois quarts d'origine nucléaire, on peut retenir que le cycle représente, pour la France, un chiffre d'affaires de l'ordre de 2 milliards d'euros/an.

Cet ordre de grandeur explique la puissance de l'industrie qui, avec des capacités mondiales souvent excédentaires, s'est constituée autour du cycle. Les acteurs industriels majeurs sont AREVA (industrie française qui couvre l'ensemble des activités du cycle), URENCO (industrie anglo-hollando-allemande) ou USEC (compagnie américaine) pour l'enrichissement de l'uranium, BNFL (britannique), et l'Agence russe pour l'énergie atomique.

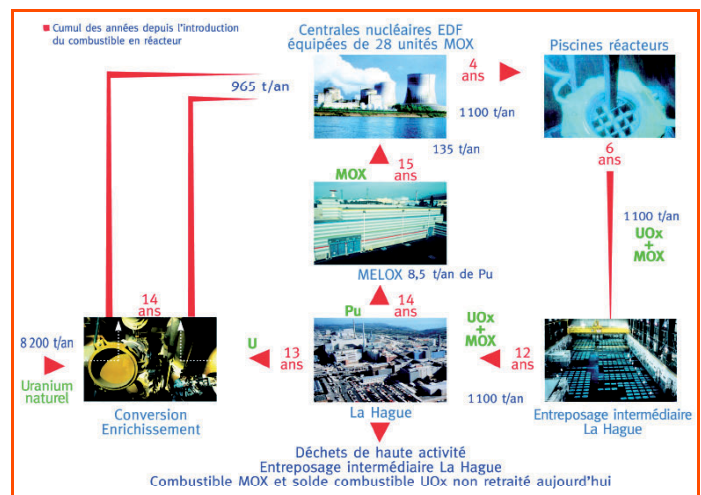


Figure 2 - Les opérations du cycle du combustible.

présent dans la croûte terrestre (figure 3), mais à une teneur en général inexploitable (environ 3 g/t en moyenne).

- **L'exploitation du minerai et la réhabilitation des sites** : selon la profondeur de la couche uranifère, l'exploitation de la mine se fait à ciel ouvert (figure 4) ou en profondeur (soit par creusement de cavités, soit par *lixiviation* en injectant une solution alcaline sur le site). Dans tous les cas, le site une fois exploité doit faire l'objet d'une réhabilitation par reconstitution des couches de sol déplacées, éventuellement

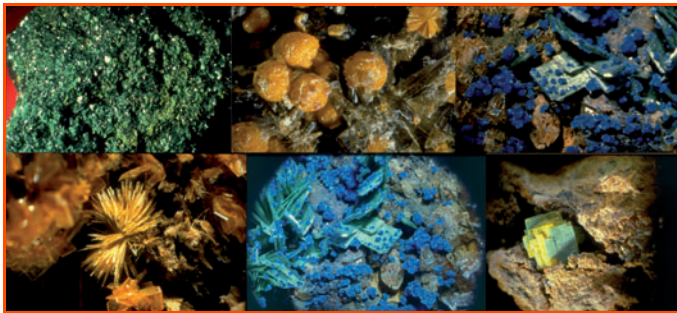


Figure 3 - Diverses formes cristallines de composés d'uranium existant dans la nature. AREVA. DR.

De gauche à droite et de haut en bas : chalcolite ; francevillite chervelite ; zeunérite et lavendulanite, arséniate d'uranium et de cuivre ; kasolite et uranotile afa ; zeunérite et lavendulanite ; chalcolite.



Figure 4 - Tir de mine. Mine à ciel ouvert d'Arlit, quartier Ariège, Somaïr, Niger. © AREVA/Ascani Maurice.

noyage des cavités, et d'une surveillance hydrologique et hydrobiologique.

• **Le traitement et la concentration du minerai** : une fois extrait, le minerai est envoyé vers une usine qui concentre l'uranium à des teneurs de 75 à 78 %. Par dissolution acide ou alcaline puis séparation par solvant, l'uranium est précipité sous forme d'un mélange d'oxydes – le « yellow cake » (figure 5) –, qui peut être calciné pour fournir des concentrés d'uranium contenant environ 75 % d'uranium sous la forme d'oxyde  $U_3O_8$ . Les concentrés sont conditionnés dans des fûts de 200 L. Ces opérations interviennent généralement à proximité des sites miniers et les fûts sont ensuite expédiés vers les usines de conversion.

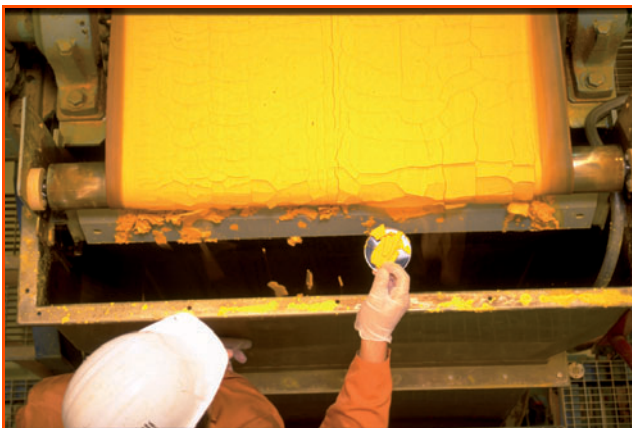


Figure 5 - Préparation du « yellow cake » au voisinage de la mine. Yellow cake sur filtre à bande. Usine de traitement du minerai, Société des Mines de Jouac (SMJ), Haute-Vienne. © AREVA/LESAGE Philippe.

• **La conversion en hexafluorure d'uranium** : le passage de l'uranium par l'état d'hexafluorure est obligatoire pour les filières, comme la filière REP, qui demandent un enrichissement isotopique de l'uranium. La synthèse de l'hexafluorure se dénomme « conversion ». Le concentré d'uranium provenant de la mine est d'abord purifié par une dissolution dans l'acide nitrique qui fournit du nitrate d'uranyle, puis calciné et réduit en oxyde  $UO_3$ . Une étape de fluoration à l'acide fluorhydrique fournit le tétrafluorure, qu'on oxyde ensuite en hexafluorure par le fluor gazeux. Ces opérations se font en général à proximité des usines d'enrichissement isotopique. L' $UF_6$  est conditionné dans des conteneurs métalliques (les conteneurs français ont une contenance de 12 t) ; à la température ordinaire, il se présente sous sa forme solide.

• **L'enrichissement isotopique** est une opération de séparation très particulière, dans laquelle les composants à séparer (les deux espèces isotopiques d'hexafluorure d'uranium) ont des propriétés chimiques identiques. L'enrichissement de l'uranium est l'un des verrous les plus résistants vers la maîtrise du cycle du combustible (également d'ailleurs, comme la politique en donne des exemples, vers la maîtrise de l'arme atomique). L'uranium naturel contient essentiellement deux espèces isotopiques : l'isotope de masse 238, dont l'abondance est 99,28 %, et l'isotope 235, dont l'abondance est 0,72 %. Ce dernier est fissile et constitue la source d'énergie du réacteur. Dans la conception des réacteurs à eau actuels, on a choisi pour la composition isotopique de l'uranium du combustible une valeur allant, selon les optimisations économiques, de 3,5 à 4,5 % d'isotope 235, au lieu du 0,72 % initial. L'opération d'enrichissement isotopique nécessaire se fait industriellement par l'un ou l'autre de deux procédés physiques – la diffusion gazeuse ou l'ultracentrifugation – qui utilisent l'uranium sous la forme d'hexafluorure ( $UF_6$ ), produit qui se trouve sous forme gazeuse aux températures utilisées pour les procédés (60 à 100 °C) (voir principes techniques dans l'encadré 2).

• Après enrichissement, l'uranium entre en phase de **fabrication du combustible**. Une étape préalable consiste à défluorer l'uranium ( $UF_6$ ) pour le convertir en oxyde ( $UO_2$ ) ; le procédé retenu en France, « voie sèche », consiste à traiter en continu l'hexafluorure par un mélange gazeux de vapeur d'eau et d'hydrogène dans un réacteur unique.

### Le combustible nucléaire

#### L'assemblage de combustible nucléaire (REP)

Pour son utilisation en réacteur, la matière fissile est conditionnée au sein d'un composant technologique complexe : l'assemblage de combustible nucléaire – ou plus simplement le « combustible nucléaire » – dont la figure 6 (page VI) donne une représentation.

La mise en œuvre de la réaction de fission en chaîne, qui fournit l'énergie du réacteur, pose en effet des conditions strictes sur la quantité, la concentration et la répartition des atomes fissiles au sein du cœur du réacteur. La conception de l'assemblage de combustible nucléaire optimise l'efficacité du fonctionnement du réacteur et la souplesse de son exploitation (adaptation aux variations de puissance imposées par le réseau) ; elle assure aussi la sûreté du réacteur.

Chaque concepteur de réacteur nucléaire a développé un modèle d'assemblage adapté à son réacteur. Dans l'assemblage combustible REP, la matière fissile se présente sous forme de pastilles d'oxyde fritté contenues dans des « crayons » – enveloppes métalliques (le zirconium dans les

## Encadré 2

## L'enrichissement isotopique de l'uranium

L'enrichissement isotopique de l'uranium se fait sur le composé hexafluorure ( $UF_6$ ) qui se manipule sous forme gazeuse à des températures légèrement supérieures à l'ambiante. Deux procédés font à l'heure actuelle l'objet d'applications industrielles : la diffusion gazeuse et l'ultracentrifugation.

• Dans le procédé de **diffusion gazeuse** (figure a), l' $UF_6$  est propulsé par des compresseurs au travers de parois présentant des micropores de quelques nanomètres de taille moyenne. Les molécules contenant de l'uranium 235 les traversent avec un débit légèrement plus élevé que les molécules contenant l'uranium 238 ; on répète cette opération un très grand nombre de fois en installant des cascades d'étages analogues pour obtenir l'enrichissement voulu. Depuis 1973, la France exploite l'usine de diffusion gazeuse construite à Pierrelatte dans la Drôme (figure b).

Le composant technologique clef de la diffusion gazeuse est la « barrière » – cylindre poreux qui effectue la séparation entre les flux riche et pauvre. Il est constitué d'un support qui assure la tenue mécanique et d'une couche sensible, mise au point par de délicats travaux de recherche, et qui respecte des qualités très strictes pour le nombre et la taille des pores (diamètre moyen de quelques nanomètres). Les matériaux utilisés sont soit métalliques (poudres frittées), soit céramiques. Une installation industrielle comprend plusieurs centaines de milliers de barrières.

• Dans le procédé d'**ultracentrifugation** (figure c), on introduit l'hexafluorure dans des rotors qui tournent à très grande vitesse (plusieurs dizaines de milliers de tours par minute) ; les molécules contenant l'uranium 238, plus lourdes, se concentrent vers la périphérie. Deux flux de concentrations isotopiques différentes sont extraits des centrifugeuses : l'un (enrichi en isotope 235) près

de l'axe de rotation, l'autre (appauvri en isotope 235) près de la périphérie.

Le composant clef de l'ultracentrifugation est la centrifugeuse. D'une hauteur de l'ordre de quelques mètres et d'un diamètre de quelques dizaines de centimètres, elle doit tourner à des vitesses de plusieurs milliers de tours par minute de façon parfaitement régulière. Ce mouvement doit se prolonger, idéalement, pendant plusieurs années sans perturbation. Le choix du matériau, les dispositifs de suspension du rotor au moyen de paliers magnétiques, les systèmes d'introduction et d'extraction des flux gazeux résultent de mises au point délicates. Là aussi, l'opération doit être répétée pour obtenir les teneurs souhaitées. La figure d montre une cascade de centrifugeuses industrielles.

• Les structures de coût de ces deux procédés sont très différentes. L'effet de taille d'usine joue beaucoup plus fortement en diffusion gazeuse, qui réclame donc un investissement initial beaucoup plus considérable que son procédé concurrent. Par ailleurs, le coût de l'électricité intervient pour une part beaucoup plus forte dans le procédé de diffusion gazeuse ; c'est évidemment défavorable en période d'énergie chère, mais c'est favorable en cas de faible demande et de sous-utilisation des capacités d'enrichissement. Les conditions actuelles favorisent aujourd'hui nettement l'ultracentrifugation, procédé qui peut être compatible avec une stratégie très souple de construction des capacités d'enrichissement.

L'usine Georges Besse de diffusion gazeuse arrivant en fin de vie sera remplacée par une usine Georges Besse 2, située à proximité, qui utilisera le procédé d'ultracentrifugation, mieux adapté aux conditions économiques et industrielles actuelles.

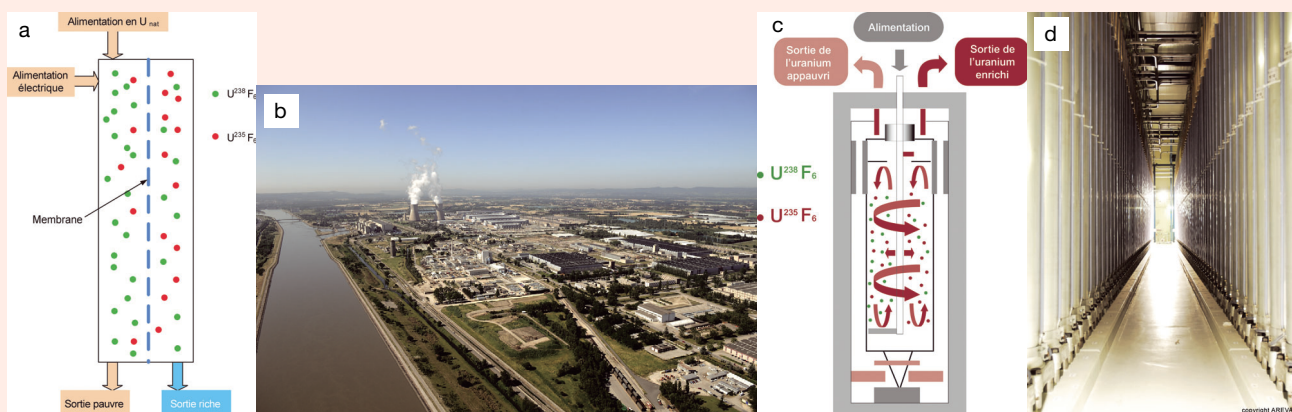


Figure a - Principe du procédé d'enrichissement isotopique par diffusion gazeuse.

Le gaz  $UF_6$  passe en partie à travers une membrane poreuse (filtre). Les molécules  $U^{235}F_6$ , plus légères et plus rapides, traversent statistiquement plus souvent la membrane (gaz enrichi en  $U^{235}$ ). Les molécules  $U^{238}F_6$ , plus lourdes et moins rapides, la traverse statistiquement moins souvent (gaz appauvri en  $U^{235}$ ). © AREVA.

La barrière de séparation est un tube cylindrique d'environ 1 m de longueur et 5 cm de diamètre. Ce tube supporte une fine couche séparatrice, en métal fritté ou en céramique, selon les pays.

Figure b - L'usine française de diffusion gazeuse Georges Besse, construite à Pierrelatte dans le département de la Drôme.

© AREVA/TAILLAT Jean-Marie.

Figure c - Schéma de la cascade d'enrichissement, centrifugeuse.

Le gaz  $UF_6$  est centrifugé. Les molécules  $U^{238}F_6$ , plus lourdes, sont attirées vers la périphérie du rotor (écoupe inférieure : gaz appauvri en  $U^{235}$ ). Les molécules  $U^{235}F_6$ , plus légères, restent de préférence au centre du rotor (écoupe supérieure : gaz enrichi en  $U^{235}$ ). © AREVA.

Figure d - Cascade de centrifugeuses.

© AREVA/PETITOT Nicolas.

réacteurs EDF) de 4 à 5 m de longueur et d'environ 1 cm de dimension transversale – groupés dans les assemblages, réseaux à maille carrée tenus dans une « structure » assurant le maintien mécanique des crayons et le respect d'une géométrie qui optimise le rendement de la réaction de fission. Pour tous les assemblages REP, la structure comprend un pied, une tête et des tubes guides sur lesquels sont fixées les grilles de maintien des crayons combustibles. Les crayons absorbants des grappes de contrôle coulisent

dans les tubes guides. Un des tubes guides est réservé à l'instrumentation du cœur. Les principales étapes de la fabrication du combustible sont résumées sur la figure 7. Dans un réacteur à eau sous pression, la structure est ouverte, l'eau peut circuler transversalement aux assemblages. Dans un réacteur à eau bouillante au contraire, elle est fermée, chaque ensemble de crayons étant enfermé dans un boîtier interdisant les échanges transversaux.

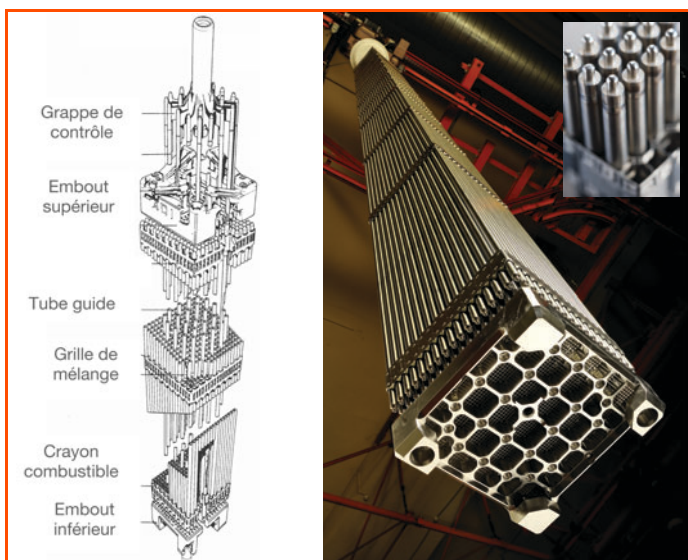


Figure 6 - L'assemblage de combustible nucléaire.

Photo de droite : assemblage combustible AFA 3G AA, usine FBFC de Romans. © AREVA/GEOFFRAY Yann. En encart : portion d'assemblage combustible composé de tronçons de gaine combustible avec bouchons et d'une portion de grille d'espacement des crayons. © CEA/P. Stroppa.

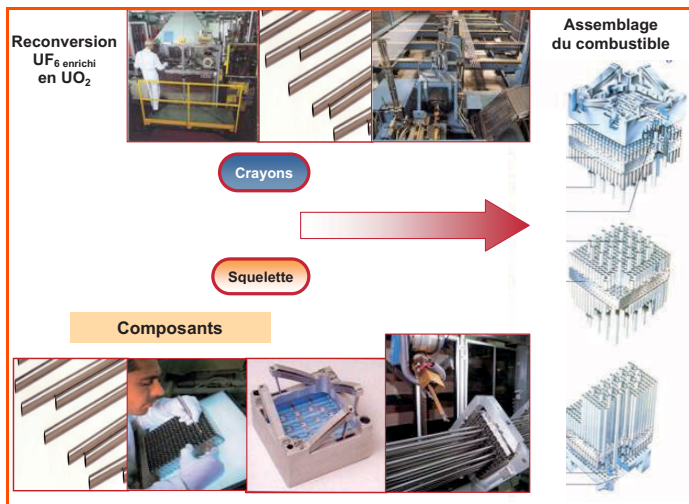


Figure 7 - Principales étapes de la fabrication des assemblages.

La fabrication des combustibles MOX ne diffère de celle des combustibles  $UO_2$  standards que dans la préparation des poudres avant pastillage et dans les dispositions spécifiques prises pour la mise en œuvre du plutonium : radioprotection, confinement, conduite à distance, contrôles. Dans tous les cas, le choix des matériaux constitutifs de la structure, de l'assemblage et des gaines tiendra compte de leur résistance à l'irradiation et à la corrosion, ainsi qu'à leur propriété d'être faiblement absorbants de neutrons.

Le respect de la sûreté nucléaire impose des contraintes et des qualifications sévères dans la conception et la fabrication des éléments combustibles. Des exigences techniques et technologiques du cahier des charges de l'assemblage combustible, nous retiendrons principalement les suivantes :

- une *grande fiabilité*, associée à une *durée de vie élevée* : l'assemblage combustible, sa structure et les crayons qui le constituent doivent résister sans défaillance pendant toute la durée du séjour en réacteur, actuellement quatre à cinq ans, avec un objectif de six ans à court terme ;

- l'*étanchéité du combustible* : en situation accidentelle ou accidentelle, la sûreté exige que les matières nucléaires restent confinées ; la gaine du crayon combustible constitue la première barrière de confinement (les deux autres sont le circuit primaire et l'enclaustrage de confinement) ;

- même si dans des situations accidentelles extrêmes, des ruptures de gaine peuvent intervenir et l'assemblage subir des déformations, on doit pouvoir continuer à le refroidir ;

- malgré ces exigences de performance, *l'assemblage combustible doit rester simple* : simple à fabriquer, à maintenir, à transporter, à réparer, puis après usage, simple à entreposer ; on exige aussi le plus souvent, notamment en France, qu'il permette le traitement du combustible usé.

#### **Du combustible neuf au combustible usé : les transformations de la matière nucléaire en réacteur**

- *Le combustible neuf* : l'uranium (à environ 4 % d'isotope 235 fissile et 96 % d'isotope 238) ou, dans les combustibles MOX, l'uranium mélangé avec 5 à 10 % de plutonium 239 (l'isotope 239 ne représente que 60 % du plutonium d'un combustible MOX neuf) sont les seuls éléments radioactifs présents dans le combustible avant son introduction en réacteur (dans la filière REP considérée ici).

- *La transformation du combustible par le fonctionnement du réacteur* :

- La *fission des noyaux d'uranium ou de plutonium*, phénomène de base utilisé en réacteur pour la production d'énergie, donne naissance à deux fragments nucléaires par atome fissionné. Ces fragments dépendent de façon fine des conditions de la fission (en particulier de l'énergie du neutron responsable de la fission) et le résultat est la production d'une grande diversité d'atomes plus ou moins radioactifs, qu'on appelle les *produits de fission*.

- Des *réactions nucléaires parasites* (au sens où elles ne donnent pas lieu à production d'énergie) se produisent par interaction des neutrons avec la matière présente : il s'agit de production d'atomes actinides lourds – appelés *actinides mineurs* du fait de leur faible concentration (inférieure à 1 %) des atomes fissiles en fin d'utilisation du combustible – par absorption par les actinides présents (initialement surtout l'uranium 238). Il s'agit également d'atomes provenant de l'interaction des neutrons avec les constituants non radioactifs du cœur, qu'on appelle *produits d'activation*. Un certain nombre de produits de fission sont également absorbants de neutrons, ce qui fournit de nouveaux radioéléments parasites.

- *Le combustible usé* :

Au moment où l'on arrête la combustion pour remplacer l'élément usé par un neuf, le combustible usé a la composition pondérale typique donnée dans le *tableau 1*. Les chiffres sont ceux d'un combustible REP brûlé à 47,5 MWj/t. Ils sont à prendre en ordres de grandeur car les valeurs réelles dépendent de la composition initiale du combustible (taux d'uranium 235, quantité de plutonium pour les MOX), de la durée du séjour en réacteur, ainsi que de la conception même de l'élément combustible.

Le combustible usé contient une quantité importante d'isotopes fissiles (uranium 235 ou plutonium), susceptibles d'être réutilisés ; pour ce faire, il convient d'effectuer leur séparation : c'est l'objet des opérations de traitement. La composition de la matière radioactive qui entre en phase de traitements est, par le fait même, celle du combustible usé. L'uranium et le plutonium séparés ne contiennent qu'une partie infime de la radioactivité du combustible usé (quelques ppm), dont la plus grande partie est celle des

Tableau I - Composition typique d'une tonne de combustible (neuf et usé) pour la filière REP (en kg).

	Isotope	Combustible usé à 47,5 MWj/t d'uranium initial	Combustible neuf
<b>Uranium</b>	238	925	959,6
	235	7,4	40
	236	5,4	-
	234	0,2	0,4
	Total	938	1 000
<b>Plutonium</b>	239	6,1	
	240	2,8	
	241	1,5	
	242	0,9	
	238	0,4	
	Total	11,7	
<b>Actinides mineurs</b>	Neptunium 237	0,7	
	Américium 241/243	0,5	
	Curium 244/245	0,4	
	Total	2	
<b>Produits de fission</b>	Total	48,7	

produits de fission ou des actinides mineurs qui se retrouveront dans les déchets ultimes<sup>(1)</sup>. La radioactivité considérable qu'elle présente conditionne les équipements industriels à utiliser, qui résultent de travaux de conception très spécifiques, imposent des règles très surveillées aux opérateurs et sont responsables d'une partie importante des coûts.

### Les opérations de l'aval du cycle

Certains pays (dont la France) ont pris l'option de recycler les matières fissiles (uranium et plutonium) présentes dans le combustible du réacteur après son utilisation. C'est l'option « avec traitement du combustible usé », souvent dénommée « cycle fermé »<sup>(2)</sup>, c'est-à-dire comprenant une partie amont et une partie aval. Les principales opérations du cycle du combustible sont alors pour l'aval :

- **L'entreposage en piscine** : à la sortie du réacteur, les assemblages combustibles usés sont entreposés dans une piscine d'eau pendant plusieurs années pour assurer la décroissance des éléments radioactifs (produits de fission) à courte durée de vie. Cet entreposage intervient d'abord sur le site du réacteur pendant environ une année, puis sur le site



Figure 8 - Piscine d'entreposage des combustibles usés. Usine de traitement des combustibles usés AREVA, établissement de La Hague, Cherbourg. © AREVA/LESAGE Philippe.

des installations de retraitement (en France à l'usine AREVA de La Hague) pendant trois à huit ans suivant les cas (figure 8).

- **Cisaillage et dissolution** : la première phase du « traitement du combustible usé » – ensemble des opérations conduisant à la récupération en vue de recyclage des éléments chimiques conservant une valeur énergétique, l'uranium et le plutonium – est la destruction mécanique de cet ensemble. Un cisaillage des structures sépare les embouts des combustibles et tronçonne les crayons combustibles en éléments de petite taille adaptés à la phase ultérieure de dissolution (figure 9).

Les embouts et les coques vont constituer les « déchets de structure » qui, après compactage, seront conditionnés en colis de déchets. Les tronçons de crayons, qui contiennent la matière à recycler, sont envoyés dans le « dissolvant roue », puis la solution est clarifiée dans une centrifugeuse qui sépare les fractions solides restantes. À la suite de ces opérations, les éléments valorisables forment une solution nitrique contenant des concentrations d'environ 200 g/L d'uranium et 2,5 g/L de plutonium ; elle contient aussi 6 à 7 g/L de produits de fission et les éléments actinides non recyclables (les actinides mineurs).



Figure 9 - Les étapes du traitement des assemblages combustibles usés. De gauche à droite : cellule d'alimentation et dissolvant roue de l'atelier de cisaillage et dissolution, colonnes pulsées de l'atelier hautes activités extraction, usine de traitement des combustibles usés UP3, AREVA, La Hague, Cherbourg. © AREVA/JEZEQUEL Sidney.

- **La séparation chimique par extraction** : le procédé utilisé pour séparer les trois types de produits chimiques – uranium, plutonium et produits de fission – (procédé PUREX) utilise pour les éléments actinides (uranium et plutonium) des techniques éprouvées en métallurgie traditionnelle et dénommées « extraction par solvant ». Le procédé joue sur les propriétés de dissolution sélective des divers éléments chimiques placés en contact d'un mélange de deux solvants : un solvant organique – un hydrocarbure contenant un composé extractant, le tributylphosphate (TBP) – et une solution aqueuse nitrique (figure 10).

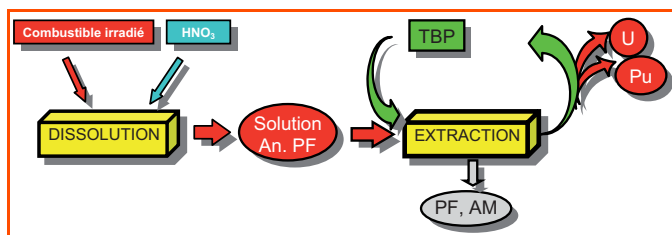


Figure 10 - Principe du procédé PUREX. AM : actinides mineurs (neptunium, américium, curium), PF : produits de fission, TBP : phosphate de tributyl.

Une première étape transfère l'uranium et le plutonium dans la solution organique et les produits de fission, accompagnés des actinides mineurs, dans la solution aqueuse. Une deuxième étape est mise en œuvre après réduction du plutonium pour que celui-ci reste en solution aqueuse alors que l'uranium passe en solution organique. Ces diverses opérations sont effectuées dans les usines AREVA de La Hague. La technologie utilisée a demandé un travail de définition et de mise au point très complexe du fait du caractère extrêmement radioactif des solutions traitées – nécessitant l'emploi de télémanipulateurs et un contrôle sévère de la criticité – et du niveau très élevé des débits nominaux. Le procédé PUREX, avec éventuellement un certain nombre d'améliorations, est utilisé dans pratiquement tous les pays qui ont choisi le cycle fermé (La Hague en France, où deux usines de 850 t/an ont été construites, Sellafield en Angleterre, Rokkashomura au Japon). C'est sa remarquable sélectivité, qui utilise l'affinité du tributylphosphate, qui est à l'origine du succès universel de ce procédé.

• **Le conditionnement des matières séparées** : l'uranium séparé, récupéré sous forme de nitrate d'uranyle, est pour partie (environ les deux tiers) stocké en attente de recyclage et pour partie (environ un tiers) ré-enrichi isotopiquement, sa composition isotopique (environ 0,9 % d'U235) étant voisine des 0,72 % de l'uranium naturel ; il est ensuite recyclé pour la fabrication de nouveaux éléments combustibles. Le plutonium est transformé en oxyde et, selon la demande, envoyé à la fabrication de combustibles mixtes uranium/plutonium, MOX (dénommée MELOX en France dans l'usine de Marcoule) ou entreposé. Quant aux produits de fission, mêlés aux actinides mineurs, ils sont considérés comme déchets radioactifs ultimes et conditionnés par vitrification.



Figure 11 - Coulée de verre. Centre d'études de la vallée du Rhône, atelier de vitrification de Marcoule. © CEA.

• **La vitrification** est l'opération de synthèse de matériaux vitreux contenant les éléments radioactifs non récupérables issus des opérations de retraitement. Les verres produits contiennent ainsi la presque totalité de la radioactivité des combustibles usés ; ils sont choisis pour leur inertie chimique considérable garantissant leur innocuité. Dans une première phase, les solutions issues du traitement passent en calcinateur à 600 °C. Le calcinat est ensuite mélangé à la fritte de verre (mélange de silice et d'oxydes de bore, aluminium et sodium) dans un four de fusion maintenu à 1 050 °C. La coulée remplit ensuite un conteneur métallique

(figure 11) – un conteneur a un volume de 180 L et contient approximativement 84 kg d'éléments radioactifs, produits de fission et actinides mineurs.

En France, les opérations de l'aval du cycle, à l'exception de l'entreposage du combustible usé en piscine sur le site du réacteur, sont mises en œuvre industrielle à l'usine de traitement de La Hague (AREVA, figure 12).



Figure 12 - L'usine de traitement des combustibles usés de La Hague.

Les combustibles usés sortant des piscines d'entreposage sont traités pour la récupération des matières fissiles valorisables. © AREVA/TAILLAT Jean-Marie.

### Les flux de matière dans le cycle du combustible : l'exemple du parc français

Les valeurs des flux de matière radioactive qui subissent les transformations du cycle permettent d'apprécier l'importance de l'activité industrielle qui leur est associée à la production d'énergie électrique par la voie nucléaire (figure 13). Ces valeurs sont en fait fortement dépendantes des options retenues par l'exploitant en ce qui concerne par exemple les taux d'enrichissement de l'uranium du combustible ou l'utilisation de combustibles mixtes uranium/plutonium (MOX). Ce paragraphe est donc là pour donner des ordres de grandeur qui doivent donner une idée des complexités opérationnelles nécessaires, en particulier, au respect rigoureux de la sûreté. Des valeurs types des principaux flux associés aux réacteurs d'EDF sont indiquées sur la figure 13 qui les résume d'une manière simplifiée ; n'y figurent pas les flux de sortie, qui sont principalement l'uranium appauvri après l'opération de séparation isotopique, et les déchets. Ces derniers consistent en environ 175 m<sup>3</sup> de déchets vitrifiés (à très haute activité et à vie longue) et 145 m<sup>3</sup> de déchets technologiques compactés.

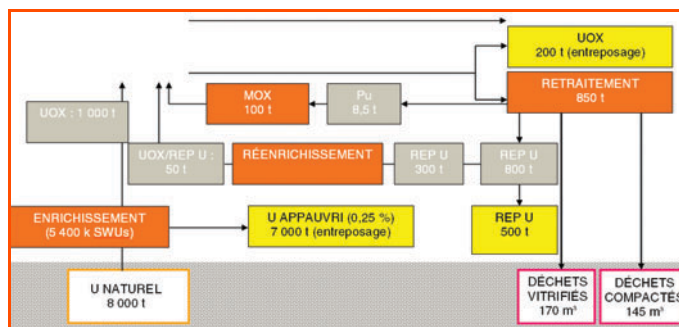


Figure 13 - Les flux de matière radioactive du cycle du combustible.

L'ensemble du parc nucléaire français – 58 réacteurs pour une production électrique de 400 tWh/an – est alimenté par un flux de 8 200 t/an d'uranium naturel. Après enrichissement – donc à l'entrée des installations de fabrication des combustibles –, on obtient le flux principal d'uranium d'environ 900 t/an d'uranium enrichi ; parallèlement, une quantité de 7 300 t/an d'uranium appauvri à une teneur d'environ 0,25 % d'uranium 238, considéré comme dénué



d'intérêt économique, est issue des usines d'enrichissement et entreposée. Un autre flux d'uranium provient du recyclage de l'uranium déjà passé en réacteur ; il est d'environ 300 t/an et est repris des installations de retraitement d'où il sort à une composition isotopique d'environ 0,9 % d'isotope 235 pour être ré-enrichi. Il fournit une quantité d'environ 65 t/an d'uranium ré-enrichi mélangé aux 900 t/an provenant de l'uranium naturel après enrichissement et une quantité de 265 t/an d'uranium appauvri à entreposer. C'est ainsi un flux de 965 t/an d'uranium enrichi à 3,5 %<sup>(3)</sup> en isotope 235 qui entre chaque année dans les réacteurs français, après l'opération de fabrication des éléments combustibles dont nous avons vu qu'ils étaient des objets technologiques complexes.

Le combustible reste en réacteur pendant trois ou quatre années environ selon les options d'exploitation retenues. À l'issue de cette période, transformé par les réactions de fission productrices d'énergie, il est devenu impropre à la production d'énergie – tout au moins dans les conditions d'exploitation retenues – et est sorti du réacteur. Le flux de matière radioactive correspondant est d'environ 1 100 t/an, provenant des 965 t/an d'uranium auxquels s'ajoute, pour le parc français, un flux d'environ 135 t/an provenant des combustibles mixtes uranium/plutonium (MOX) (voir ci-après). À sa sortie de réacteur, ce flux est entreposé localement dans des piscines de refroidissement pendant deux années, puis transféré dans les piscines de La Hague où le travail de refroidissement par décroissance radioactive se poursuit pendant environ six années supplémentaires. On prolonge la phase d'entreposage pour les combustibles MOX usés (environ 100 t/an) et pour une partie des combustibles à l'uranium (environ 200 t/an de matière radioactive). Le reste, la majeure partie des combustibles usés, constitue le flux d'entrée de l'usine de retraitement AREVA de La Hague, qui est d'environ 850 t/an. Une usine de La Hague, avec 850 t/an, peut traiter environ trente réacteurs. Une deuxième usine également à La Hague travaille pour les contrats étrangers. On entrepose actuellement, en attente de retraitement, les combustibles usés de près de vingt-cinq réacteurs.

En sortie des installations de traitement des combustibles usés, on obtient trois flux de matière radioactive :

- environ 800 t/an d'uranium légèrement enrichi (à 0,9 % d'isotope 235) qui donne les 65 t/an d'uranium enrichi recyclé comme indiqué plus haut et 750 t/an d'appauvri ;
- un flux d'environ 8,5 t/an de plutonium recyclé sous forme de combustibles MOX fabriqués dans l'usine MELOX qui fournit des combustibles MOX contenant, pour environ 100 t/an de matière radioactive, 8,5 t de plutonium et 91,5 t d'uranium ;
- un troisième flux constitué par les produits de fission (environ 41,5 t/an) qui sont conditionnés dans des matrices vitrifiées et gérés ensuite comme *déchets ultimes*.

Les chiffres de flux cités ici restent indicatifs ; ils sont basés sur les capacités théoriques des installations alors que la réalité de l'exploitation – à commencer par la quantité d'électricité réellement appelée – entraîne toujours des écarts par rapport aux chiffres nominaux. Par ailleurs, ils sont fonction de paramètres, comme le taux d'enrichissement de l'uranium du combustible qui dépend de la conjoncture économique.

Les combustibles MOX usés contiennent beaucoup de matière radioactive sous forme d'actinides. Bien que leur recyclage dans les réacteurs à eau actuels ne soit pas envisagé, ils ne sont pas officiellement considérés aujourd'hui

comme des déchets ultimes, car la matière fissile qu'ils contiennent devrait pouvoir être valorisée avec les réacteurs de 4<sup>e</sup> génération.

## La gestion industrielle du cycle du combustible

Les opérateurs des centrales électronucléaires ont plusieurs options de gestion des combustibles usés à leur disposition. La première est de choisir entre *cycle fermé* (avec traitement) et *cycle ouvert* (sans traitement du combustible usé). Dans le premier cas (choisi par la France, le Japon et la Grande-Bretagne), on extrait les matières valorisables (uranium et plutonium) pour utilisation ultérieure et les autres produits radioactifs considérés comme déchets ultimes. Dans le second (choisi par exemple par les pays scandinaves), on fait au contraire le choix de ne pas recycler les matières fissiles présentes dans le combustible usé et on destine celui-ci directement aux déchets ou à l'entreposage d'attente. Ce choix fait l'économie des opérations mécaniques et chimiques multiples et complexes décrites ci-dessus, mais prive de la valeur énergétique des matières récupérées. Par ailleurs, il introduit une plus grande complexité dans la gestion des déchets radioactifs, puisqu'il s'agit alors de gérer des éléments combustibles complets contenant tous les éléments radioactifs issus de la combustion. Les estimations tendent à considérer ces deux voies comme équivalentes du point de vue économique ; le choix, inspiré par la stratégie industrielle envisagée, repose en fait sur l'option de gestion du plutonium retenue.

L'une des justifications du cycle fermé est la réutilisation de la matière fissile non consommée contenue dans le combustible usé. Le recyclage (partiel) du plutonium est utilisé par EDF dans la stratégie dénommée MOX, dont la définition fine – Quel taux de plutonium recycle-t-on ? Quelles sont les durées des cycles ?, etc. – pose des questions industrielles compliquées, qui dépendent des capacités industrielles, de décisions sur des investissements spécifiques (conception des réacteurs adaptée au combustible mixte, stations d'entreposage des combustibles, etc.), et aussi bien sûr du prix des matières premières et de l'électricité.

Les matières nucléaires impliquées dans le cycle du combustible sont nombreuses et diverses. Les quantités qu'il faut mettre en œuvre pour exploiter le parc de réacteurs producteurs d'électricité, qui dépendent des choix industriels faits par l'exploitant (EDF) concernant la composition (proportion de plutonium pour les MOX, taux d'enrichissement de l'uranium, options de gestion des éléments combustibles) sont importantes. Ces transformations successives, qui constituent les opérations du cycle avant et après le passage du combustible en réacteur, nécessitent des *transports de matières radioactives* qu'il faut traiter avec la plus grande attention en ce qui concerne la sûreté nucléaire pour les travailleurs, mais aussi pour le public, car ils se passent dans l'espace public.

## Taux de combustion, gestion du plutonium et évolutions des réacteurs

L'objectif économique de l'exploitation de l'industrie nucléaire met aujourd'hui l'accent sur deux aspects : l'économie des matières premières et la facilité de gestion des déchets radioactifs.

Le premier objectif – l'économie de la matière fissile –, a conduit à augmenter les taux de « combustion » en

accroissant la durée de présence du combustible dans le réacteur, au prix d'une augmentation de la teneur en isotope fissile du combustible. Il conduit également à recycler la matière fissile du combustible usé et en particulier à recycler le plutonium. Comme exemple des progrès déjà mis en œuvre depuis plus de dix ans sur les taux de combustion, on peut citer les différences entre les générations 900 MW et 1 300 MW d'EDF. L'enrichissement moyen a été accru de 3,2 à 4 % et simultanément, les taux moyens de combustion de l'uranium ont été augmentés de 33 à 45 GWj/t, puis à 60 GWj/t.

Le recyclage du plutonium, matière fissile source d'énergie, est un facteur d'économie des matières premières. La politique actuellement mise en œuvre par EDF dans une partie de ses réacteurs (18 sur les 58 construits en France) concernant le recyclage du plutonium est illustrée sur la *figure 14* : sur le parc français actuel, 8 % de l'électricité nucléaire provient du combustible MOX, ce qui permet une économie des ressources en uranium de 8 %. La *figure 14* donne le schéma de la gestion des combustibles usés dans la stratégie MOX, mise en œuvre par EDF dans une partie de ses réacteurs. Il illustre que le plutonium issu du traitement de sept éléments combustibles à l'uranium qui ont été utilisés en réacteur peut être réutilisé dans un élément combustible mixte. L'énergie de cette quantité de plutonium n'est plus perdue, mais utilisée dans une nouvelle combustion. Par ailleurs, à l'issue de ces opérations, on a affaire en ce qui concerne le plutonium à un seul élément combustible usé au lieu de sept. Ces avantages se payent par le coût d'opérations de fabrication de combustibles d'une autre composition (contenant du plutonium) d'une part, et par un accroissement de la difficulté de gestion des déchets d'autre part. En effet, le traitement recyclage du combustible MOX usé n'est pas envisagé, car il demanderait de nouveaux investissements lourds ; dans cette stratégie, le combustible usé lui-même est considéré comme déchet.

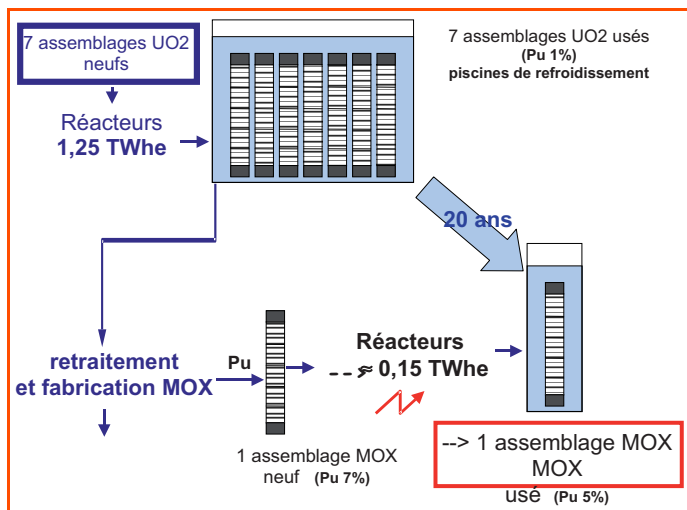


Figure 14 - Schéma de gestion du combustible nucléaire en recyclage du plutonium (combustible MOX).

Ces aspects seront optimisés pour la nouvelle filière EDF, celle du réacteur dénommé EPR (« Evolutionary Power Reactor »). Le taux d'enrichissement de l'uranium du combustible sera de 4,50 à 4,95 % et les énergies extraites pourront être de 60, voire 70 GWj/t. Par ailleurs, il généralisera le recyclage du plutonium, améliorant la récupération de la matière fissile (on passera ainsi à 12 % d'économie de ressources grâce au recyclage MOX).

### Encadré 3

#### La chronologie du cycle du combustible

La durée du déroulement des opérations du cycle du combustible est un facteur essentiel de la gestion industrielle. Les opérations demandent un temps qui se chiffre en plusieurs années, déterminé par la nécessité de gérer les décroissances radioactives nécessaires pour que les manipulations soient possibles, ainsi parfois que par la disponibilité des capacités industrielles. Ainsi, entre le déchargement d'un combustible et la mise en stockage souterrain des déchets radioactifs correspondants (au cas où cette option est retenue), il s'écoule une trentaine d'années. Ces durées importantes expliquent l'inertie de la conduite d'une politique industrielle, qui impose sa configuration à l'industrie nucléaire. Les opérations réclament une coordination soignée pour respecter les plans de charge des usines ; également les options retenues ne peuvent être modifiées sans respecter les durées de plusieurs années ou même des décennies impliquées. Les pays qui modifient leur stratégie énergétique, comme l'Allemagne l'a fait en 1999, sont contraints de tenir compte de la longueur des constantes de temps associées au nucléaire.

#### Les échelles de temps des opérations du cycle se chiffrent en décennies.

L'exemple du premier combustible introduit dans un EPR montre un cycle de trente ans, hors gestion des déchets radioactifs.

- 2008 : commande matière uranium naturel, définition des études de gestion.
- 2009-2010 : enrichissement et début fabrication.
- 2011-2012 : fabrication, livraison.
- 2012-2017 : irradiation en réacteur.
- 2019 : transport vers La Hague (1 à 2 ans de refroidissement).
- 2027 : retraitement, séparation du plutonium.
- 2031 : fabrication du MOX et livraison.
- 2035 : déchargement MOX usé.
- 2037 : transport du MOX usé à La Hague, refroidissement.
- 2065 : éventuelle mise en stockage souterrain...

#### Les transports de matières nucléaires

Les transports de matière nucléaire pour l'industrie de production d'électricité concernent : des matières peu radioactives (uranium naturel, appauvri ou enrichi, déchets peu actifs), le plutonium issu du traitement et destiné à être recyclé, les déchets de haute activité, les éléments combustibles neufs, les éléments combustibles irradiés. Ces transports se font souvent à l'échelle internationale car plusieurs pays étrangers utilisent les services de l'usine de La Hague pour faire traiter leurs combustibles, dont ils doivent ensuite récupérer les flux de sortie (déchets et matières valorisées).

Ce qui suit veut donner un aperçu de la gestion des transports, en présentant, à titre d'exemple, des éléments sur le transport des combustibles nucléaires – les plus volumineux et les plus radioactifs des transports de matières radioactives. En France, on a affaire à 300 chargements par an pour les combustibles neufs, 450 pour les combustibles irradiés, une cinquantaine pour la poudre d'oxyde de plutonium, et une dizaine pour les combustibles MOX.

Le retraitement du combustible irradié dans les réacteurs nécessite plusieurs transports de matières radioactives, dont le premier est, après utilisation en réacteur, le transfert du site de la centrale à l'usine de retraitement. La valeur de la radioactivité du combustible au moment où il est sorti de la piscine attenante au réacteur – après un an de séjour, leur activité a beau avoir décru, elle reste de l'ordre de 2 millions de curies ( $7,4 \times 10^{16}$  Bq) par tonne – explique que des



Figure 15 - Château de transport de combustibles usés. AREVA, La Hague. © AREVA/JEZEQUEL Sidney.

technologies spécifiques aient dû être développées. Elle impose que les transports des éléments de combustible se fassent dans des conteneurs spécialement conçus, que l'on appelle « châteaux ». À ce stade, l'uranium, le plutonium, les produits de fission et les actinides sont encore confinés à l'intérieur des gaines des crayons d'assemblages.

En France, les assemblages REP sont transportés dans des châteaux contenant chacun douze assemblages, sous air sec (figure 15). À l'arrivée, le château contenant les éléments combustibles irradiés est déchargé et les combustibles sont déposés dans les diverses piscines de l'usine de retraitement de La Hague, où ils attendront encore plusieurs années avant d'être retraités.

La recherche de la *sûreté maximale pour le transport des matières nucléaires* fait appel aux principes de défense en profondeur. Elle est assurée par la robustesse des emballages, la fiabilité des transports, la prévention, ainsi que par la qualité de la gestion des incidents et accidents.

Le château de transport constitue une barrière de confinement telle qu'elle permet l'acheminement de l'élément combustible ou de déchets par la route ou par le train. Ces conteneurs d'acier très résistants ont des parois atteignant 30 cm et leur masse peut dépasser 100 t. Ce conteneur est conçu pour arrêter les radiations gamma<sup>(4)</sup>, retenir les émissions liquides ou gazeuses, et assurer le refroidissement. Il est capable de conserver son étanchéité en cas de chocs durant le transport ou d'un incendie. Les emballages doivent subir des tests de résistance au choc (50 km/h), à la perforation, à l'incendie (feu de 800 °C pendant 30 min) ou à l'immersion (sous 200 m d'eau). Dans le cas du MOX et des déchets vitrifiés, les emballages sont similaires<sup>(5)</sup>.

Le rail, qui est reconnu comme un moyen de transport très sûr pour les convois de fort gabarit, est choisi en priorité pour les colis lourds ou encombrants dès lors qu'il existe une liaison ferroviaire disponible. Par exemple, la quasi-totalité du combustible irradié destiné au retraitement est acheminé par chemin de fer jusqu'au terminal ferroviaire de Valognes, puis par route jusqu'à l'usine de La Hague.

Les navires utilisés pour le transport du combustible MOX vers le Japon sont équipés de dispositifs spéciaux et redondants, comme une double coque, des systèmes de détection et d'extinction d'incendie et des radars anticollisions<sup>(6)</sup>. Le parcours du navire, qui bénéficie d'une protection armée, est suivi en temps réel à l'aide d'un système de positionnement par satellite.

Jusqu'en 2004, la Cogéma<sup>(7)</sup> avait transporté plus de 50 000 assemblages de combustibles. On ne saurait préjuger de l'avenir, mais grâce aux précautions prises, les incidents liés aux transports sont restés minimes. Rappelons que les matières transportées ne sont ni explosives ni combustibles et que, généralement conditionnées sous forme solide, elles se prêtent peu à la dissémination.

## Remerciements

La rédaction remercie vivement Danièle Rubel (Médiathèque AREVA) et Florence Klotz (Photothèque CEA) pour leur active collaboration à l'illustration de ce dossier.

Cet article a été rédigé dans le cadre du programme « Énergie Nucléaire » de l'association ECRIN, dissoute en 2009.

## Notes

- (1) Des études de séparation poussée des actinides mineurs sont effectuées dans certains laboratoires. Leur mise en œuvre industrielle ne fait aujourd'hui l'objet d'aucune prévision par les exploitants.
- (2) Cette dénomination de « cycle fermé » est quelque peu abusive dans la mesure où la réutilisation des matières fissiles ne se fait pas à 100 %. L'efficacité du recyclage devrait être bien plus élevée dans un parc comportant des réacteurs à neutrons rapides.
- (3) La teneur de l'uranium du combustible des REP est comprise entre 3,5 et 4,5 %, selon le choix de l'opérateur qui tient compte des conditions économiques du moment. Les flux sont indiqués ici pour une valeur de 3,5 % mais conservent leur valeur d'ordre de grandeur pour les autres teneurs.
- (4) Seuls les rayons gamma ne sont pas complètement arrêtés par les parois du conteneur. Le risque concerne des travailleurs qui seraient amenés à s'approcher du château lors d'une intervention longue. L'ordre de grandeur de la dose autorisée par les organismes de radioprotection est de 0,15 mSv par heure à 5 mètres, c'est-à-dire qu'il faudrait rester 24 h à proximité du château pour s'exposer à une dose équivalente à celle de la radioactivité naturelle pendant un an.
- (5) L'emballage utilisé pour les transports de MOX se présente sous la forme d'un cylindre d'acier de 75 tonnes et 6,1 mètres de longueur contenant une cavité. Cet emballage est équipé d'un système de fermeture étanche et d'un capot absorbeur de chocs à chaque extrémité (cf. rapport d'activité 1999 de l'IPSN).
- (6) En cas de naufrage, les conséquences sont de même nature que pour une immersion en pleine mer des déchets telle qu'elle était pratiquée dans les années 1960. La paroi du château et les gaines au zirconium, dans le cas du combustible irradié, empêcheront la dissémination des matières tant qu'elles résisteront à la corrosion, ce qui peut prendre plusieurs dizaines d'années (et donner le temps de remonter l'épave). Mises ensuite au contact de l'eau, les matières insolubles (oxydes de plutonium, déchets vitrifiés) resteront sur place. Seuls les produits gazeux ou solubles se répandront, mais les plus radioactifs auront soit disparu (iode 131), soit fortement décroché (césium 137). Les naufrages sont à éviter, mais leurs conséquences ne sauraient être assimilées à celles d'une marée noire.
- (7) AREVA a été créée en 2001. Elle a poursuivi les activités concernant le cycle du combustible auparavant conduites sous le nom Cogéma.



**L'Actualité Chimique**

SCF, 28 rue Saint-Dominique, F-75007 Paris

Tél. : 01 40 46 71 64 - Fax : 01 40 46 71 63

[redaction@lactualitechimique.org](mailto:redaction@lactualitechimique.org)

[www.lactualitechimique.org](http://www.lactualitechimique.org)