

C O N T R Ô L E



Le plutonium



Le chimiste américain Glenn T. Seaborg, qui a découvert le plutonium et divers éléments transuraniens, a reçu le Prix Nobel en 1951.



Liberté • Égalité • Fraternité
RÉPUBLIQUE FRANÇAISE



Poudre d'oxyde de plutonium

Le plutonium

<i>Sommaire</i>	<i>Page</i>
➤ Avant-propos : par André-Claude Lacoste, directeur de la sûreté des installations nucléaires – DSIN	46
➤ Le plutonium par Thierry Charles, IPSN – Adjoint au chef du département d'évaluation de sûreté	47
➤ Le combustible MOX dans la production d'électricité à EDF par Michel Debès et Gilles Zask – EDF Division combustibles	49
➤ La sûreté du combustible MOX en réacteur par Nicolas Tricot et P. Tran Dai, IPSN – Département d'évaluation de sûreté	52
➤ Conséquences du développement des combustibles MOX sur l'aval du cycle par Jean-Pierre Goumondy, IPSN – Assistant au chef du département d'évaluation de sûreté	55
➤ Sûreté et radioprotection de l'usine MELOX de fabrication de combustibles MOX par Jean-Luc Voitellier, Chef du département qualité, sûreté, sécurité, environnement – COGEMA – B.U. combustibles	60
➤ Le plutonium dans l'environnement – Etudes radioécologiques menées dans la basse vallée du Rhône par Philippe Renaud, Céline Duffa et Didier Louvat, IPSN – Département de protection de l'environnement	63
➤ La sûreté des transports du plutonium par Bruno Desnoyers, assistant sûreté – Transnucléaire	67
➤ La protection physique du plutonium par Didier Lallemand, Haut fonctionnaire de défense près le ministre de l'économie, des finances et de l'industrie	71
➤ Les accords internationaux de traitement et d'élimination du plutonium militaire en excès des besoins de défense par Olivier Caron, sous-directeur du désarmement et de la non-prolifération nucléaires, ministère des affaires étrangères	77
➤ La reprise des cuves plutonifères du laboratoire de chimie du plutonium du centre CEA de Fontenay-aux-Roses par Pierre Maynadier, chef de l'INB 57 – Laboratoire de chimie du plutonium	80
➤ Récupération de substances contaminées au plutonium sur le site BNFL de Drigg dans le nord-ouest de l'Angleterre par Ian J. Streatfield, the Environment Agency	83
➤ Fabrication de crayons MOX en vue du stockage direct pour l'élimination des surplus de plutonium par Michael Sailer, ingénieur, directeur adjoint coordonnateur du Département de sûreté et de technologie nucléaire, et Christian Küppers, physicien chef adjoint du Département de sûreté et de technologie nucléaire – Oeko Institute e.V., Darmstadt (Allemagne)	87
➤ La prise en compte du plutonium dans les études de stockage en formation géologique profonde par Jean-Michel Hoorelbeke, chef du projet HAVL (ANDRA)	90
➤ L'industrie du plutonium : de l'effritement d'un mythe à l'urgence d'une reconversion par Mycle Schneider, directeur de WISE-Paris et Xavier Coeytaux, chargé d'étude à WISE-Paris	94

Avant-propos

Le plutonium a été fabriqué expérimentalement pour la première fois au début des années quarante, puis utilisé quelques années plus tard pour les armes nucléaires. Cette matière est aujourd'hui générée de façon continue comme sous-produit inévitable de l'irradiation des combustibles dans les centrales électronucléaires de puissance : ce n'est pas, comme on le pense parfois, le retraitement du combustible qui produit le plutonium, mais son utilisation pour la production d'électricité.

Si plusieurs numéros de *Contrôle*, consacrés notamment au cycle du combustible, avaient pu aborder partiellement les questions relatives au plutonium, aucun dossier n'avait été consacré jusqu'ici entièrement à ce radioélément. A l'heure où les débats s'intensifient sur le devenir du plutonium, civil ou militaire, il a semblé utile d'apporter un éclairage sur les différents points de ce dossier, en commençant par rappeler les caractéristiques du plutonium, notamment sa radiotoxicité élevée et les risques de criticité qu'il présente.

Les quantités de plutonium à venir en France, de l'ordre de 8 à 9 tonnes par an, proviennent en majeure partie de l'exploitation des centrales nucléaires. La stratégie suivie par EDF prévoit, pour partie, la séparation puis le recyclage du plutonium dans du combustible MOX. La sûreté et la radioprotection de ces opérations, les transports associés et la protection physique des matières appellent des réponses particulières. Par ailleurs, certaines installations sont autorisées à rejeter des effluents liquides et gazeux contenant du plutonium. Des programmes de surveillance sont menés pour suivre ces rejets et les comparer notamment aux retombées des essais atmosphériques d'armes nucléaires.

Au plan mondial, les stocks de plutonium à gérer croissent avec les stratégies

actuelles de démantèlement des armes nucléaires américaines et russes. Ces stratégies prévoient la réutilisation d'une partie de ce plutonium pour la fabrication de combustible MOX, tandis que l'autre partie serait immobilisée sans réutilisation.

Certains sites, militaires ou civils, font l'objet de reprise de déchets anciens contaminés au plutonium, pour lesquels un traitement sûr doit être développé.

Dans l'optique des options de non-réutilisation du plutonium, des techniques de piégeage dans différentes matrices d'enrobage sont développées. L'impact de la présence de plutonium en stockage géologique profond doit également être étudiée.

Ainsi, le plutonium présente des risques particuliers, qui appellent une gestion adéquate à tous les stades : entreposage des quantités de plutonium non séparé, sûreté des opérations liées à la transformation de plutonium séparé, surveillance dans l'environnement, immobilisation des quantités non réutilisées et reprise des déchets anciens, sans oublier la maîtrise des aspects relatifs à la non-prolifération.

Les stratégies actuellement adoptées par les industriels ne prévoient la réutilisation que d'une partie du plutonium produit, sans réduction massive des stocks correspondants. L'Autorité de sûreté contrôle que des réponses adéquates sont apportées aux questions spécifiques de sûreté que pose cette réutilisation du plutonium, qui n'engendre actuellement pas de problème à caractère rédhibitoire en France.

A moyen terme, la gestion des quantités estimées, plusieurs centaines de tonnes dans le monde, appellera des réponses compatibles avec les caractéristiques des produits attendus et avec la durée de vie des installations d'entreposage.

Le plutonium

par **Thierry Charles, IPSN – Adjoint au chef du département d'évaluation de sûreté**

Le plutonium a été obtenu artificiellement pour la première fois par l'équipe de Glenn T. Seaborg à l'université de Berkeley (Californie), en décembre 1940, en bombardant de l'uranium par des deutons avec formation de l'isotope 238 du plutonium. Dans un réacteur à eau sous pression utilisant des combustibles à base d'oxyde d'uranium, le plutonium résulte de l'action du flux neutronique sur l'isotope 238 de l'uranium, avec formation du Pu 239 ; au fur et à mesure du déroulement des réactions nucléaires, apparaissent les isotopes 238, 240, 241, 242 et 243. Dans la classification périodique des éléments, le plutonium est l'élément chimique de nombre atomique 94. Il existe quinze isotopes connus du plutonium, de masse allant de 232 à 246. La période radioactive est très variable selon les isotopes : 87,7 ans pour le Pu 238, 24 390 ans pour le Pu 239 et $3,87 \cdot 10^5$ ans pour le Pu 242. L'activité spécifique varie en conséquence : $6,3 \cdot 10^{11}$ Bq/g pour le Pu 238, $2,3 \cdot 10^9$ Bq/g pour le Pu 239 et $1,4 \cdot 10^8$ Bq/g pour le Pu 242. Le plutonium mis en œuvre dans les installations nucléaires du cycle du combustible des réacteurs nucléaires est un plutonium composé de divers isotopes, dont les plus abondants sont les isotopes 238 à 242 et le prépondérant le Pu 239. Sa composition dépend des caractéristiques et de la durée d'utilisation en réacteur du combustible dont il a été extrait par retraitement.

De nombreux isotopes du plutonium, dont les Pu 238, 239, 240 et 242, sont principalement des émetteurs de rayonnements alpha. Le plutonium 241 a une émission principalement bêta qui donne naissance à l'américium 241, émetteur alpha et surtout gamma. Certains isotopes peuvent avoir des émissions de rayonnements gamma et X, qui sont faibles dans le cas des Pu 238 et 239, et des émissions neutroniques dues aux fissions spontanées et aux réactions (alpha, n). Les isotopes du plutonium sont fissiles sous l'action des neutrons « rapides » (neutrons d'énergie élevée). Sous l'action des neutrons « thermiques » (neutrons de faible énergie), seuls certains iso-

topes sont fissiles, dont le Pu 239. Ces propriétés nucléaires induisent des risques de criticité¹ et des risques d'exposition aux rayonnements ionisants (exposition externe due aux émissions gamma, X et neutroniques et exposition interne en cas de perte de confinement avec inhalation ou ingestion de produits plutonifères) dans les installations mettant en œuvre cet élément ou durant les transports. Il est à noter que la plupart des isotopes du plutonium sont classés comme étant des radionucléides de très forte radiotoxicité au sens de la réglementation relative à la protection contre les rayonnements ionisants (cf. décret n° 66-450 du 20 juin 1966 modifié). A titre d'illustration et afin de fixer un ordre de grandeur, il peut être noté que, sur la base d'une évaluation utilisant des paramètres moyens ou conventionnels, tant pour la composition du plutonium que la dispersion atmosphérique et l'évaluation de dose, l'atteinte d'une dose efficace de 1 mSv, en cas d'inhalation d'aérosols plutonifères par une personne adulte à une distance de 500 mètres sous le vent, correspond à un rejet inférieur à 100 mg de plutonium issu du retraitement d'un combustible irradié provenant d'un réacteur à eau sous pression.



Poudre de plutonium

1. Accident de criticité : déclenchement incontrôlé d'une réaction de fission en chaîne au sein d'un milieu contenant des matières fissiles. Un accident de criticité entraîne notamment une émission intense de rayonnements gamma et neutroniques et un dégagement de gaz de fission radioactifs. Pour le Pu 239 pur, la masse minimale pouvant conduire à un accident de criticité est de 510 grammes.



Pastilles en plutonium en phase δ initialement polies. Après un maintien sous 10^5 Pa d'hydrogène à température ambiante, en quelques secondes la surface est attaquée (d). Lorsque l'attaque est localisée (a, b, c), elle peut perforer en quelques minutes une épaisseur de plusieurs millimètres (c).

Du fait de l'auto-absorption partielle de leurs rayonnements, les isotopes du plutonium subissent un échauffement plus ou moins important ; la puissance thermique dégagée atteint 0,57 W/g pour le Pu 238, alors qu'elle est de $2 \cdot 10^{-3}$ W/g pour le Pu 239. Le plutonium entraîne également des phénomènes de radiolyse en solution ou en présence de composés organiques, avec production de gaz, dont certains sont explosibles (hydrogène par exemple dans le cas d'une solution aqueuse). Ces caractéristiques nécessitent un dimensionnement adapté des installations, notamment des stockages contenant des quantités importantes de plutonium.

Le plutonium métallique est pyrophorique : sous forme de poudre métallique, il s'enflamme spontanément en atmosphère humide, nécessitant sa mise en œuvre sous atmosphère inerte. Il présente diverses formes

allotropiques et a une densité de 19,8 pour la forme allotropique la plus courante ainsi qu'un point de fusion de 640 °C. Il peut présenter quatre valences chimiques (3 à 6) et comprend plusieurs degrés d'oxydation en solution. Parmi les oxydes, PuO_2 est le plus stable et le plus employé dans l'industrie nucléaire (combustibles MOX à base d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium). A cet égard, il est à noter que, récemment, des chercheurs américains ont mis en évidence une réaction de ce composé avec l'oxygène en présence d'eau, qui forme lentement un composé plus oxydé, jusque là non identifié, pouvant notamment entraîner une mobilité plus grande du plutonium en milieu humide oxydant.

Le tableau ci-après récapitule les caractéristiques nucléaires des principaux isotopes du plutonium.

Isotope	Période (ans)	Masse (g/t MLI*)	Activité (Bq/g)	Puissance thermique (W/g)	Emission neutronique (n/s/g)
238	87,7	162	$6,3 \cdot 10^{11}$	0,57	$2,5 \cdot 10^3$
239	24 390	5 723	$2,3 \cdot 10^9$	$2 \cdot 10^{-3}$	$2,2 \cdot 10^{-2}$
240	6 537	2 215	$8,4 \cdot 10^9$	$7 \cdot 10^{-3}$	$9,1 \cdot 10^2$
241	14,3	1 190	$3,8 \cdot 10^{12}$	$3 \cdot 10^{-3}$	0
242	$3,87 \cdot 10^5$	491	$1,4 \cdot 10^8$	10^{-4}	$1,7 \cdot 10^3$

* quantité d'isotope du plutonium formée dans un combustible à base d'oxyde d'uranium enrichi à 3,5 % en uranium 235 et irradié à 33 000 MWj/t dans un réacteur à eau sous pression (MLI : masse d'uranium initiale dans le combustible avant introduction en réacteur).

Le combustible MOX dans la production d'électricité à EDF

par Michel Debès et Gilles Zask, EDF Division combustibles

Introduction

La production d'électricité d'origine nucléaire devrait approcher les 400 TWh en 2000, dont environ 30 produits à partir de combustible MOX. En effet, la stratégie d'EDF vis-à-vis du combustible irradié est de pratiquer le retraitement mono-recyclage avec adéquation entre les quantités de plutonium séparé et les quantités réintroduites en réacteur sous forme de combustible MOX. Cette gestion permet la valorisation des matières séparées tout en respectant l'économie du kWh nucléaire. Elle s'inscrit par ailleurs dans la perspective d'augmentation des taux de combustion moyen des combustibles UO_2 ¹ et MOX, pouvant aller pour l' UO_2 jusqu'à 57 GWj/t en moyenne d'ici 2010.

Cette stratégie permet également :

- le conditionnement sûr, durable et confinant des produits de fission de la réaction nucléaire grâce à la vitrification réalisée à la fin des opérations de retraitement à La Hague ;
- la stabilisation à terme, voire la réduction, de la quantité d'assemblages UO_2 irradiés en attente de retraitement grâce à la moindre quantité de combustible irradié produite lorsqu'on augmente les taux de combustion du combustible ;
- la concentration du plutonium produit dans les combustibles UO_2 , dans des assemblages MOX irradiés et par conséquent sous un volume réduit (un assemblage MOX irradié pour 7 assemblages UO_2). Ces assemblages sont alors entreposés pour refroidissement pendant quelques dizaines d'années, ce qui permet de laisser ouverts les choix quant à leur devenir.

Ceci implique d'améliorer les performances du combustible MOX, afin de maintenir l'équivalence économique avec les combustibles UO_2 auxquels il se substitue pour la production d'électricité.

On voit que le rôle du combustible MOX, et donc la gestion du plutonium par EDF, s'ins-

crit ainsi clairement dans l'objectif d'économie globale du kWh nucléaire et dans la maîtrise du cycle du combustible avec les installations existant aujourd'hui.

Les réactions de fission de l'uranium 235 qui se produisent dans le combustible à l'uranium s'accompagnent de réactions de capture neutronique par l'uranium 238 (présent à 96 % dans le combustible), lequel se transforme alors en plutonium 239. Celui-ci se fissionne à son tour et contribue pour une large part à la production d'énergie. En parallèle, une partie du plutonium 239 se transforme en isotopes supérieurs (Pu 240 et 242 non fissiles, Pu 241 fissile).

L'augmentation des taux de combustion du combustible UO_2 conduit également à une meilleure combustion in situ de ce plutonium allant jusqu'à réduire la quantité de plutonium total résiduel rapportée au nombre de TWh produit. En outre, le recyclage du plutonium sous forme de MOX nécessite une augmentation de la teneur en Pu total pour maintenir sa capacité énergétique, compte tenu de la baisse de qualité énergétique de celui-ci du fait de l'augmentation de la proportion d'isotopes pairs, lesquels ne sont pas fissiles en réacteurs à eau sous pression.

L'utilisation de combustibles MOX, en lieu et place de combustibles UO_2 , permet ainsi une économie d'uranium naturel et de travail d'enrichissement.

Les quantités en jeu

Environ 1 100 t de combustible UO_2 et MOX usé sont déchargées chaque année du parc des réacteurs à eau sous pression², dont environ 1 000 t de combustible UO_2 qui contient environ 1 % de plutonium et 100 t de MOX

2. Pour une production électrique nucléaire d'environ 390 à 400 TWh et un taux d'irradiation moyen des combustibles usés d'environ 45 GWj/t, la quantité annuelle de combustibles est de l'ordre de 1100 tML/an.

1. UO_2 : combustible à l'uranium enrichi ; MOX : combustible au plutonium.

irradiés contenant environ 4 à 5 % de Pu résiduel (pour 6 à 7 % de teneur initiale)³.

Après 2 à 3 ans d'entreposage dans les piscines des réacteurs à eau sous pression, ces assemblages sont envoyés à l'usine de retraitement de La Hague où ils poursuivent leur refroidissement.

Notons que la plus grande partie du plutonium détenu par EDF se situe dans les assemblages irradiés UO₂ et MOX présents dans les piscines des tranches nucléaires ou à La Hague⁴.

Le retraitement, par dissolution du combustible irradié, permet de séparer le plutonium et l'uranium réutilisables et de conditionner sous forme de verres les produits de fission résiduels et les actinides mineurs (dont l'américium). Environ 850 tonnes de combustible sont retraitées chaque année, produisant ainsi environ 8,5 tonnes de plutonium séparé destiné à être recyclé sous forme de MOX.

EDF, propriétaire du plutonium ainsi produit au cours de l'exploitation des réacteurs REP et séparé par retraitement, assure la maîtrise d'ouvrage ainsi que la surveillance de la qualité de l'ensemble des étapes conduisant à son recyclage en réacteur sous forme de combustible MOX, en tenant compte des différentes limites techniques, administratives et réglementaires associées aux opérations de transport et de fabrication.

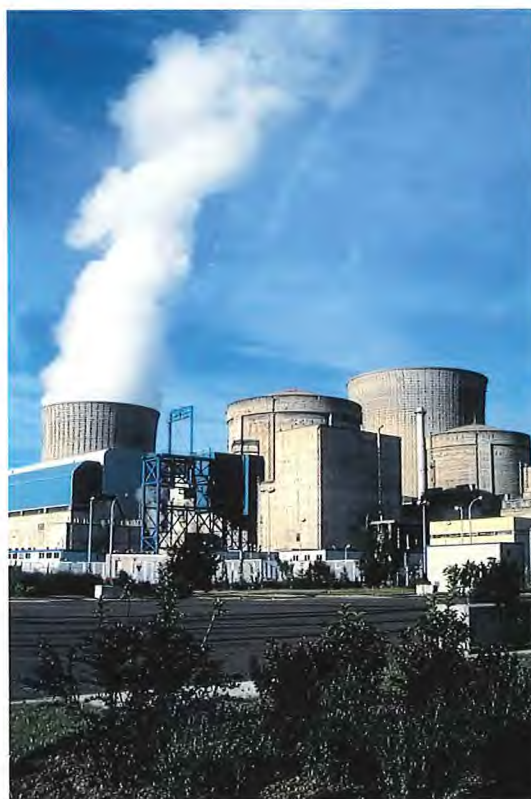
En particulier, il est nécessaire de prendre en compte dans toutes ces opérations le phénomène de transformation du ²⁴¹Pu en ²⁴¹Am (période 14 ans), qui est un poison neutronique et un émetteur gamma. Ceci conduit à limiter la quantité de Pu séparé en attente de recyclage à environ 2 à 3 années de consommation et à optimiser un processus en ligne entre la séparation du Pu, sa mise à disposition pour la fabrication de MOX et la livraison des assemblages MOX neufs sur les tranches pour chargement en réacteur.

Le recyclage sous forme de MOX

Initialement prévu pour servir de combustible dans les réacteurs rapides, dont le développement n'est plus d'actualité, le plutonium séparé lors des opérations de retraitement à La Hague est réutilisé dans les réacteurs à eau pressurisée dans lesquels il a

été généré. Les études de conception et de sûreté des cœurs de réacteurs ont montré que l'on pouvait introduire jusqu'à 30 % d'assemblages au MOX dans les réacteurs 900 MW CPY tout en conservant les mêmes caractéristiques d'exploitation et la même manœuvrabilité des tranches.

C'est en 1987 que la première recharge contenant du combustible MOX a été introduite dans le réacteur de Saint-Laurent B1. Progressivement, le nombre de réacteurs d'EDF comportant du combustible MOX a été augmenté pour atteindre 20 réacteurs de la filière 900 MW aujourd'hui.



Centrale de Saint-Laurent-des-Eaux

Le recyclage du plutonium issu du retraitement sous forme de combustible MOX, dans les 20 tranches CPY 900 MW d'EDF à ce jour autorisées, est effectué à hauteur de 90 à 100 tML/an de MOX (dont la teneur en plutonium a récemment été portée à 7 %). Ce recyclage contribue ainsi à la production électrique d'origine nucléaire pour environ 7 %, soit près de 30 TWh par an.

Le retour d'expérience a montré un bon comportement du combustible MOX et l'absence d'impact sur l'exploitation et les rejets des réacteurs à eau sous pression. L'exploitation du combustible MOX prend en compte les exigences de protection physique du MOX neuf, les opérations de réception et d'évacuation ont été adaptées pour limiter la dose associée (démarche ALARA).

3. Il faut noter que l'augmentation des taux de combustion et le recyclage sous forme de MOX permettent une réduction de la quantité globale de Pu résiduel par TWhe.

4. En l'an 2000, la quantité d'assemblages irradiés UO₂ et MOX dans les piscines des tranches et à La Hague se situe autour de 10 000 t de métal lourd.

Grâce à la maturité technique atteinte aujourd'hui, le combustible MOX est en mesure de gagner progressivement en performance énergétique pour atteindre celle du combustible UO_2 auquel il est associé en réacteur, sous réserve de l'aboutissement des études de sûreté.

Evolution à moyen terme

L'optimisation de la gestion du combustible et de l'exploitation des tranches nucléaires conduit à préparer une nouvelle gestion du combustible MOX dite de « Parité » avec celle du combustible UO_2 . Cette « Parité » a pour but d'atteindre l'équivalence énergétique et économique des assemblages MOX et UO_2 . L'augmentation corrélative des performances du combustible MOX joue un rôle essentiel pour assurer l'économie du recyclage, ce qui est une nécessité aujourd'hui dans le contexte concurrentiel de plus en plus exigeant qui s'impose à l'électricien.

Pour ce faire, les assemblages MOX devront atteindre un niveau énergétique équivalent aux assemblages UO_2 actuels ayant un enrichissement de 3,7 %, et permettre ainsi une irradiation moyenne de l'ordre de 45 GWj/t (max 52 GWj/t). Ceci conduira à une teneur maximale en plutonium du combustible MOX de 8,65 %, ce qui permettra également d'assurer pleinement l'égalité entre les flux de plutonium séparé et recyclé, à quantité globale de MOX inchangée (environ 100 tML/an). Toutefois, pour permettre cette gestion du combustible MOX, il sera nécessaire de disposer d'un nombre un peu plus élevé de tranches autorisées à recevoir du combustible MOX, compte tenu que l'on passe de 16 à 12 assemblages MOX par recharge standard (gestion 1/4 de cœur) et qu'ainsi la même quantité de combustible MOX devra être répartie sur un plus grand nombre de réacteurs. Il faudra donc étendre de 20 à 24 le nombre de réacteurs 900 MW CPY autorisés à recevoir du MOX pour pouvoir recharger chaque année 100 tML de combustible MOX, compte tenu des souplesses d'exploitation nécessaires, avec une production électrique de l'ordre de 40 TWh par an.

Les études correspondantes sont engagées à EDF avec l'appui des fournisseurs, avec pour objectif une mise en œuvre de cette gestion en 2004. Le processus d'examen de sûreté comporte plusieurs phases définies en liaison

avec la DSIN : études de faisabilité, impact sur le cycle du combustible, méthodologies, études de sûreté. L'objectif est d'aboutir à un processus d'examen réglementaire prévisible et compatible avec les échéances et les enjeux industriels du cycle du combustible (adéquation des flux de retraitement et de recyclage, quantité de Pu séparé, économie du kWh...), en visant une approbation par l'Autorité de sûreté en 2003. En parallèle, des études sont engagées afin de définir un nouvel emballage de transport du combustible MOX neuf, qui sera validé sur une tranche tête de série avant généralisation.

L'introduction de cette nouvelle gestion du MOX et le maintien du niveau de fabrication de ce combustible à hauteur d'environ 90 à 100 t/an conduisent ainsi à l'équilibre des flux de production et de consommation de plutonium séparé autour de 2004, tout en maintenant la quantité de plutonium séparé en attente à environ 2 à 3 années de consommation pour éviter une américiation préjudiciable à sa bonne réutilisation.

Conclusion

La stratégie d'utilisation du combustible MOX mise en œuvre par EDF pour sa production d'électricité d'origine nucléaire permet de concilier l'économie du kWh et la gestion du plutonium séparé lors des opérations de retraitement du combustible irradié à La Hague.

Cette stratégie permet, avec les installations industrielles existantes exploitées dans la durée, de bénéficier d'un conditionnement sûr, durable et confinant des produits de fission et des actinides grâce à l'opération de vitrification menée en fin de retraitement, de concentrer le plutonium dans les assemblages MOX usés sous un volume réduit (facteur 7 par rapport à l' UO_2) et de disposer d'un combustible MOX équivalent techniquement et économiquement à son homologue à l'uranium. En parallèle avec l'augmentation progressive des performances et des taux de combustion des combustibles UO_2 et MOX d'ici à 2010, cette stratégie permet de consolider les grands équilibres du cycle et de stabiliser à la fois les quantités de combustibles irradiés UO_2 entreposés en piscine de refroidissement et la quantité de Pu séparé en attente de recyclage. Enfin, elle permet de ménager une grande flexibilité en vue de choix énergétiques futurs et d'options à long terme pour l'aval du cycle.

La sûreté du combustible MOX en réacteur

par **Nicolas Tricot et P. Tran Dai**, IPSN – Département d'évaluation de sûreté

Stratégie d'introduction des gestions MOX en réacteur

Depuis 1987, Electricité de France s'est engagée dans une stratégie de recyclage du plutonium, passant par une première demande de mise en œuvre d'une gestion du combustible incluant du combustible UO_2 - PuO_2 (MOX) sur la tranche 1 de Saint-Laurent B. La gestion MOX proposée, avec un taux de recyclage¹ de 30 % et une concentration moyenne de plutonium dans les assemblages de 5,3 %, était une gestion par tiers de cœur (les assemblages MOX et UO_2 séjournent durant trois cycles en réacteur, les assemblages UO_2 étant enrichis à 3,25 % en ^{235}U).

En 1994, Electricité de France a introduit à Gravelines la gestion GARANCE hybride MOX (cette évolution consistant à porter à quatre le nombre de cycles d'irradiation en réacteur des assemblages UO_2 , moyennant une augmentation de leur enrichissement de 3,25 à 3,7 % en ^{235}U) puis, au premier semestre 2000, au Tricastin, la gestion hybride MOX NT (nouvelle teneur). Cette gestion, qui présente les mêmes caractéristiques de fractionnement du cœur que la gestion hybride, a nécessité une augmentation de la teneur des assemblages MOX (portée de 5,3 à 7,08 %) pour maintenir l'équivalence énergétique avec le combustible UO_2 enrichi à 3,25 % en ^{235}U , en raison de la dégradation de la qualité du plutonium résultant de l'augmentation des taux de combustion des combustibles UO_2 retraités (hors uranium de retraitement).

A ce jour, l'exploitant justifie sa politique de monorecyclage du plutonium par un souci de gestion de l'aval du cycle du combustible, visant à limiter la quantité de combustibles usés non retraités et destinés à l'entreposage. Cette démarche a conduit Electricité de France à demander, depuis 1996, une modifi-

cation des décrets d'autorisation de création de certaines tranches du palier CPY (Chinon B), afin d'autoriser, à terme, une généralisation des gestions MOX à 28 tranches de ce palier. Dans les faits, seules 20 tranches du palier CPY sont autorisées à brûler du MOX et effectivement chargées à ce jour en combustible MOX.

Limites réglementaires

Le combustible MOX n'est pas soumis à une limite réglementaire en termes de taux de combustion, mais à une limitation du nombre de cycles en réacteurs (trois cycles). Ceci porte, dans les faits, le taux de combustion du combustible MOX à environ 40 GWj/t, à comparer au taux de décharge autorisé des combustibles UO_2 de 52 GWj/tU en valeur maximale moyenne par assemblage.

Caractéristiques physiques des cœurs MOX et conséquences sur les études d'accidents

Caractéristiques physiques des cœurs MOX

Pour ce qui concerne la physique du cœur, le comportement du combustible MOX diffère de celui du combustible tout uranium sur les principaux points suivants :

1. les différents isotopes du plutonium ont des sections efficaces d'absorption nettement plus élevées que celles de l'uranium dans le domaine thermique, ce qui entraîne un déplacement du spectre neutronique vers les hautes énergies et une diminution de l'efficacité de tous les absorbants thermiques. En particulier :
 - les grappes sont moins efficaces, ce qui a nécessité d'accroître le nombre de grappes d'arrêt disponibles en réacteur (de 53 pour une gestion UO_2 à 57 pour la gestion MOX),
 - le bore soluble a une efficacité plus faible, ce qui a nécessité une augmentation des concentrations en bore requises en exploitation,

1. Proportion d'assemblages MOX présents en réacteur.

– l’empoisonnement dû au xénon sera diminué et le cœur sera plus stable du fait de la réduction de l’amplitude d’éventuelles oscillations xénon ;

2. certains coefficients de réactivité (coefficient Doppler, effet de vide, coefficient de température du modérateur) sont augmentés en valeur absolue. Cette caractéristique est défavorable sur la cinétique de certains transitoires accidentels tels que les accidents de refroidissement ;

3. la fraction effective de neutrons retardés est plus faible pour le plutonium que pour l’ UO_2 ; le cœur mixte réagira par conséquent avec une cinétique neutronique accrue en cas d’insertion de réactivité et le risque de prompte criticité sera plus important ;

4. la différence de comportement neutronique entre les assemblages mixtes et tout uranium entraîne des pics de puissance aux interfaces entre assemblages UO_2 et MOX. Afin de réduire ces pics de puissance dans les assemblages périphériques, l’assemblage mixte a dû être zoné. La gestion des pics de puissance aux interfaces introduit également de plus grandes contraintes dans l’élaboration des plans de chargement ;

5. enfin, la puissance résiduelle du cœur est supérieure à celle d’un cœur tout UO_2 , ce qui est défavorable pour la gestion des phases long terme des accidents (nécessitant l’évacuation de la puissance résiduelle).

Etudes d’accidents

Les différentes caractéristiques présentées au paragraphe précédent ont nécessité un examen approfondi de certains transitoires, tels que les cas de brèches secondaires, dont l’analyse a conduit à imposer à l’exploitant la contrainte de non-retour en criticité après la chute des grappes pour les transitoires de catégorie 2. Pour l’accident de perte de réfrigérant primaire (APRP long terme), il a été mis en évidence la nécessité d’accroître les concentrations en bore disponibles dans la bêche PTR² et de réduire le temps de basculement en injection simultanée branches froides/branches chaudes pour satisfaire aux critères de concentration de bore maximale admissible dans le cœur et de concentration

de bore minimale nécessaire dans les puits pour les situations d’APRP.

Les autres accidents potentiellement affectés par les caractéristiques physiques du combustible MOX sont les accidents liés :

– au retrait incontrôlé de grappes de régulation au redémarrage,

– au mauvais positionnement, à la chute d’une grappe ou d’un groupe de grappes,

– au retrait d’une seule grappe de régulation en puissance,

– à l’éjection de grappe,

dont les études réalisées ont permis de démontrer le respect des critères de sûreté sans contrainte d’exploitation majeure. Toutefois, vis-à-vis de l’exploitation du réacteur, l’introduction de combustible MOX est susceptible, en fonction du type de gestion retenue (faibles fuites neutroniques ou non), d’augmenter la fluence reçue par la cuve du réacteur. Par ailleurs, les contraintes liées à l’augmentation des concentrations en bore et des volumes d’eau borée des bèches REA bore³ (gestion MOX NT) ont conduit à la mise en œuvre d’une nouvelle méthodologie d’étude pour le dimensionnement de ces bèches, afin de pouvoir atteindre les états de repli requis par les spécifications techniques d’exploitation.

Conséquences radiologiques des accidents

L’expertise des évaluations des rejets radioactifs en situations accidentelles a mis en évidence que, pour les gestions actuelles, l’utilisation du combustible MOX ne devait pas conduire à faire varier significativement les conséquences radiologiques des accidents par rapport aux valeurs correspondant aux combustibles UO_2 , compte tenu de leurs taux de combustion respectifs. L’IPSN a toutefois estimé nécessaire que des essais de confirmation soit réalisés, pour mieux comprendre le comportement du combustible MOX, en fonction du taux de combustion ; cette demande s’inscrit également dans le cadre d’une meilleure caractérisation du comportement global du combustible MOX en cas d’accident, notamment pour des taux de combustion supérieurs à ceux actuellement atteints pour les gestions autorisées.

2. Réservoir de stockage de l’eau de traitement et de refroidissement des piscines.

3. Réservoir d’appoint en eau borée.

Radioprotection en centrale

Pour les aspects relatifs à la radioprotection en centrale, l'utilisation de combustible MOX pourrait conduire, par rapport au seul combustible UO_2 , à une augmentation de la contamination de l'eau primaire par des émetteurs alpha, nécessitant des modifications de la gestion des effluents primaires. En pratique, le retour d'expérience disponible depuis l'introduction d'assemblages MOX en réacteur n'a mis en évidence que trois ruptures de gaine de crayons MOX (taux de défaillance de 0,001 %) depuis leur introduction en réacteur (deux d'entre elles ont été attribuées à la présence de corps migrants, l'origine de la troisième n'a pas été identifiée). Ces ruptures, de faibles tailles, n'ont entraîné aucune dissémination de combustible dans le circuit primaire et par conséquent aucune augmentation particulière de la contamination de celui-ci par des émetteurs alpha. Ces résultats confirment que le relâchement des produits de fission sur le combustible MOX défectueux ne diffère pas de celui observé sur le combustible UO_2 défectueux.

Pour ce qui concerne les taux de rejets liquides et gazeux dans l'environnement des tranches chargées en combustible MOX, ceux-ci restent, pour les gestions actuelles, sensiblement équivalents à ceux d'une gestion UO_2 .



Crayons combustibles

Perspectives

A court terme (à partir de 2004), Electricité de France prévoit l'introduction de combustibles MOX pour quatre cycles d'irradiation (« Parité MOX »), afin d'obtenir une équivalence, en termes de taux de combustion, avec le combustible UO_2 des gestions actuelles. Le taux de combustion atteint pour le combustible MOX serait alors de l'ordre de 50 GWj/t, et toute demande de mise en œuvre de ce type de combustible par l'exploitant nécessitera, au plan de l'expertise, un examen approfondi de son comportement en fonctionnement normal (notamment vis-à-vis de la pression interne et de l'épaisseur d'oxyde), ainsi qu'en situations incidentelles et accidentelles (études d'interaction pastille-gaine pour les situations de deuxième catégorie, accident d'éjection de grappes et accident de perte de réfrigérant primaire par exemple). Cet examen nécessitera, tant au plan de la sûreté de fonctionnement que des conséquences radiologiques des accidents, des programmes expérimentaux adaptés (rampes de puissance, essais d'insertion de réactivité, essais de relâchement du combustible MOX destinés notamment à valider les méthodes d'évaluations retenues pour l'analyse du comportement du combustible MOX aux fort taux de combustion...) dont les résultats devront être versés au dossier support à toute demande de mise en œuvre de cette nouvelle gestion sur les tranches.

Enfin, les études de gestions prévisionnelles effectuées par le concepteur et les électriciens dans le cadre de la conception de l'EPR ont pour objectif l'atteinte de taux de combustion au moins égaux à 70 GWj/t en valeur maximale moyenne par assemblage, quel que soit le type de combustible (UO_2 ou MOX). Ces différentes gestions se caractérisent, par rapport aux gestions actuelles, par une augmentation du taux de combustion des assemblages MOX (et UO_2), dont l'acceptabilité devra également, en préalable à la mise en œuvre de recharges complètes, être examinée sur la base des résultats obtenus à partir d'irradiations expérimentales et de programmes de recherche et développement appropriés, permettant d'apprécier leur comportement en fonctionnement normal et accidentel.

Conséquences du développement des combustibles MOX sur l'aval du cycle

par Jean-Pierre Goumondy, IPSN – Assistant au chef du département d'évaluation de sûreté

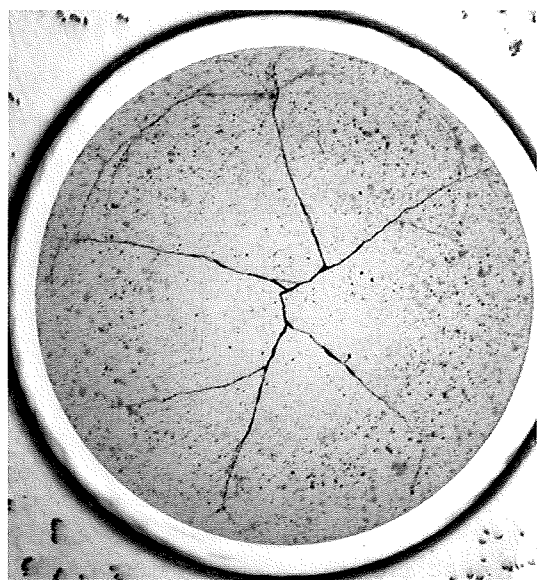
Rappel

Le parc français actuel de réacteurs à eau sous pression correspond au déchargement annuel d'environ 1200 tonnes de combustibles usés.

Actuellement, 850 tonnes de ces combustibles sont retraités dans l'usine UP2 800 de COGEMA à La Hague, avec une production de l'ordre de 8 à 9 tonnes par an de plutonium.

Ce dernier est utilisé sous forme d'oxyde PuO_2 pour la fabrication d'assemblages à base d'oxyde mixte $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$ (dit MOX) dans l'usine MELOX de COGEMA à Marcoule. Ces assemblages sont destinés à alimenter les 20 réacteurs EDF actuellement autorisés à utiliser ce type de combustible.

On présente ci-après les principales conséquences de la production de combustibles MOX usés pour les opérations de fin de cycle et leur évolution liée à l'augmentation des taux de combustion des combustibles à uranium enrichi (UO_2) et MOX.



Coupe macrographie d'une pastille de combustible MOX

Les combustibles UO_2 usés sont répartis en trois catégories en fonction de leur teneur initiale en uranium 235 et de leur taux de combustion, à savoir :

- les combustibles dits UOX1, avec une teneur initiale en $\text{U}235$ de 3,5 % et un taux de combustion de 33 GWj/t ;
- les combustibles dits UOX2, avec une teneur initiale en $\text{U}235$ de 3,7 % et un taux de combustion de 45 GWj/t ;
- les combustibles dits UOX3, avec une teneur initiale en $\text{U}235$ de 4,5 % et un taux de combustion de 60 GWj/t ;

Evolution des caractéristiques des combustibles MOX

L'accroissement des taux d'irradiation des combustibles UO_2 entraîne une augmentation de la teneur en isotopes neutrophages 240 et 242 du plutonium et corrélativement une diminution de sa teneur en isotope fissile 239, ce qui diminue les propriétés fissiles du plutonium produit.

Par ailleurs, l'objectif est d'atteindre à terme le même taux de combustion pour les combustibles MOX que celui des combustibles UO_2 (parité MOX) en vue d'obtenir des temps de séjour en réacteur identiques pour les deux types de combustibles et de faciliter ainsi leur gestion.

Ces deux éléments entraînent une augmentation sensible de la teneur initiale en plutonium dans les combustibles MOX neufs.

Sur le tableau 1 sont reportées les évolutions de la composition isotopique du plutonium en fonction du taux de combustion des combustibles UO_2 d'une part, et les évolutions de la teneur en plutonium des combustibles MOX neufs en fonction de l'origine du plutonium et du taux de combustion visé d'autre part.

Tableau 1. Evolution de la teneur initiale en Pu des combustibles MOX en fonction de la composition isotopique du plutonium et du taux de combustion visé

Origine du Pu	Combustible UOX1*	Combustible UOX2*	Combustibles UOX3*
Composition Isotopique en %			
238	1,6	2,8	4,3
239	58,5	52,0	48,5
240	22,7	24,6	25,0
241	10,6	11,1	9,5
242	5,0	7,7	9,5
Taux de combustion visé du combustible MOX (en GWj/t)	33	33 45 55	65
Teneur massique en Pu en % (valeur moyenne)	5,3	7 8,65 11	17,7
* UOX1 : % U235 initial : 3,5 – Taux de combustion : 33 GWj/t UOX2 : " " : 3,7 – " " : 45 GWj/t UOX3 : " " : 4,5 – " " : 60 GWj/t			

Caractéristiques radiochimiques des combustibles MOX irradiés

La première différence par rapport aux combustibles UO₂ irradiés est bien évidemment la teneur beaucoup plus importante en plutonium résiduel.

L’inventaire des produits de fission émetteurs bêta-gamma, à taux d’irradiation identique, est peu différent de celui des combustibles UO₂, l’écart étant dû au léger décalage entre les courbes de rendement de fission en neu-

trons thermiques de l’uranium 235 et du plutonium 239.

Par contre, la différence majeure concerne l’inventaire des éléments transplutoniens, à savoir l’américium et le curium, et notamment celui des deux isotopes principaux, l’américium 241 et le curium 244.

Les isotopes de ces deux éléments possèdent des caractéristiques radiochimiques résumées dans le tableau 2 qui les différencient sensiblement des isotopes du plutonium (voir tableau sur le plutonium) dans l’article de T. Charles.

Tableau 2. Caractéristiques radiochimiques des principaux isotopes de l’américium et du curium

Isotope	Période (ans)	Activité (Bq/g)	Puissance thermique (W/g)	Emission neutronique (n/s/g)
Am 241	433	1,3.10 ¹¹	0,115	1,2
Am 243	7400	7,4.10 ⁹	7.10 ⁻³	0
Cm 244	18,1	3.10 ¹²	2,8	5,9.10 ³
Cm 245	8530	6,3.10 ⁹	6.10 ⁻³	5,5.10 ³

Ainsi l’américium 241 possède une activité bêta élevée, avec émission simultanée de rayonnement gamma de forte énergie (28,2 keV).

Le curium 244 présente une puissance thermique et une émission neutronique massiques qui sont respectivement plus de 150 et 1 000 fois supérieures à celles d’un plutonium

provenant d'un combustible UOX2. Jusqu'à présent, les contraintes associées à la présence de ces radionucléides dans les combustibles UO₂ irradiés pour les opérations de l'aval du cycle ont été limitées du fait de leur faible quantité.

Dans le tableau 3 sont reportées les principales caractéristiques radiochimiques des combustibles MOX irradiés à 45, 55 et 65 GWj/t (après un temps de refroidissement de 5 ans pour le premier et de 10 ans pour les deux autres), ainsi que celles de combustibles UOX₂ refroidis 4 ans à titre de comparaison.

**Tableau 3. Caractéristiques radiochimiques des combustibles MOX irradiés
Comparaison avec celles des combustibles UO₂**

Type de combustible	MOX			UO ₂
	45	55	65	
Taux d'irradiation (GWj/t)	45	55	65	45
Temps de refroidissement (ans)	5	10	10	4
<i>Caractéristiques des combustibles*</i>				
Activité alpha (Bq/tMLI)	27200	29600	42900	5550
Activité bêta (" ")	4150	6660	10770	546
Puissance (W/tMLI)	3870	6112	9850	505
Emission neutronique (n/s/tMLI)	8,8 10 ⁹	1,1 10 ¹⁰	1,45 10 ¹⁰	1,1 10 ⁹
Am 241 (g/tMLI)	2893	7045	11500	355
Cm 244 (g/tMLI)	796	944	1200	82
<i>Caractéristiques du Pu</i>				
Activité alpha (TBq/kg)	27,5	39	45,7	21,5
Puissance (W/kg)	25	35,1	41,2	19,5
Emission neutronique (n/s/kg)	5,8 10 ⁷	1,8 10 ⁶	2 10 ⁶	1 10 ⁶
* ramenées à la tonne de métaux lourds initiaux				

Pour l'activité alpha et l'émission neutronique, le rapport entre les combustibles MOX les plus irradiés et l'UOX2 est de l'ordre de 10. Ce même rapport peut atteindre presque 20 pour l'activité bêta et la puissance thermique résiduelle.

Sur ce tableau figurent également les quantités d'américium 241 et de curium 244 formées ainsi que les caractéristiques du plutonium (activité alpha, puissance et émission neutronique).

Pour le taux d'irradiation de 45 GWj/t, les quantités d'américium 241 et de curium 244 dans les combustibles MOX sont supérieures d'un facteur 8 à 10 à celles des combustibles UO₂.

Une autre particularité des combustibles MOX concerne la décroissance de leur puissance thermique avec le temps, qui est beau-

coup plus lente que celle des combustibles UO₂. Pour ces derniers, compte tenu de leur faible teneur en éléments transuraniens, ce sont les produits de fission qui contribuent majoritairement au dégagement de chaleur et donc à la décroissance thermique.

Pour les combustibles MOX, ce sont successivement les périodes radioactives élevées du curium 244, puis du plutonium 238 et enfin de l'américium 241, qui déterminent la diminution de la puissance résiduelle au cours du temps de refroidissement.

A titre d'illustration, la figure 1 montre l'évolution comparée de la puissance thermique d'assemblages UOX1, UOX2 et MOX pour des durées de refroidissement de 2 à 1000 ans.

Pour les combustibles MOX, il faut attendre près d'une centaine d'années pour que la puissance résiduelle par assemblage soit infé-

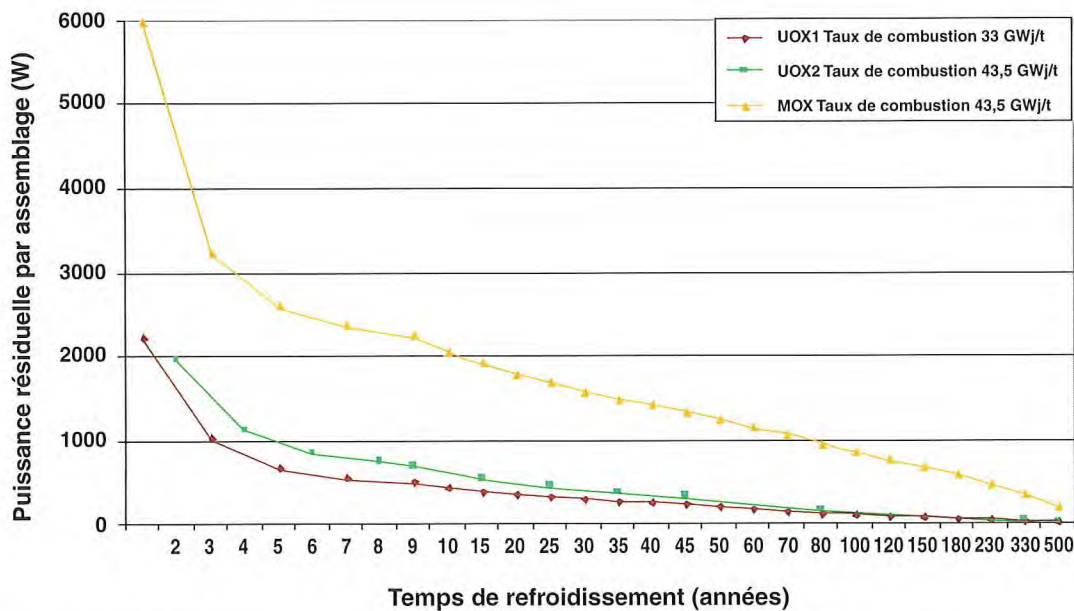


Figure 1. Evolution de la puissance thermique résiduelle d'un assemblage UOX1, UOX2 et MOX en fonction du temps de refroidissement

rieure à 1 kW, valeur atteinte pour les combustibles UOX1 et UOX2 après cinq à six ans de refroidissement.

Conséquences pour les opérations de gestion des combustibles MOX usés

Le devenir final des combustibles MOX usés n'est pas encore arrêté. Actuellement, EDF n'envisage pas leur retraitement à court ou moyen terme.

Ces combustibles seront donc entreposés pendant plusieurs années, soit sous eau dans des piscines, soit à sec dans des installations spécifiques d'entreposage de longue durée avant leur retraitement différé ou leur stockage définitif en site profond.

Quel que soit le mode de gestion finalement retenu pour les combustibles MOX usés, leur puissance thermique résiduelle élevée conditionnera les opérations de déchargement en piscine auprès des réacteurs, leur transport vers les installations de retraitement ou d'entreposage et leur éventuel stockage en formation géologique.

Pour le transport des combustibles MOX usés, il pourra être nécessaire d'augmenter leur durée préalable de refroidissement, de prendre en compte le taux d'irradiation du combustible, le risque de criticité (effet poison de certains produits de fission, compo-

sition isotopique finale du plutonium...), et d'adapter les colis de transport par l'adjonction de surprotections biologiques, en particulier pour limiter le flux neutronique.

Pour ce qui concerne le retraitement des combustibles MOX, après les opérations de tête de procédé (cisaillement, dissolution, clarification), la solution d'attaque serait diluée avec celles provenant du traitement de combustibles UO₂, avec pour conséquence une dégradation de la qualité isotopique du plutonium issu de ces derniers combustibles.

Toutefois, la quantité de combustibles MOX retraitée sera limitée par la capacité des cycles de purification et d'élaboration finale du plutonium. Rappelons que le futur atelier correspondant (R4) de l'usine UP2 800, destiné à remplacer les installations actuelles (MAPu), et dont la mise en service est prévue en 2001, aura une capacité journalière nominale de 80 kg de plutonium. Cette capacité permettrait le retraitement en mélange de 2,6 tonnes de combustibles UOX2 et de 1,03 tonne de combustibles MOX avec une teneur initiale massique de 5,3 % en plutonium.

En ce qui concerne plus spécifiquement la « retraitsabilité » des combustibles MOX :

- pour les opérations de dissolution, les études pour s'assurer de leur solubilité, notamment en termes de cinétique de dissolution et de caractéristiques des insolubles

(quantité, granulométrie, activité et puissance spécifiques, teneur en plutonium...), en fonction du taux d'irradiation, devront être poursuivies ;

– pour la clarification par centrifugation, les paramètres opératoires, en particulier la fréquence de décolmatage, devront être adaptés pour tenir compte des contraintes mécaniques et thermiques et des éventuels risques de criticité ;

– pour la concentration et l'entreposage des solutions de produits de fission, les risques de précipitation et de montée à ébullition en cas de défaut de refroidissement devront être réévalués, avec pour conséquence éventuelle une limitation du facteur de concentration ;

– pour la production de colis de verres, l'accroissement des quantités de curium, si l'on conserve la limitation actuelle de 90 g de curium par colis de déchets vitrifiés, entraînera une augmentation significative du nombre de colis par tonne de combustible retraité ;

– pour les cycles de purification du plutonium par extraction par solvant, les conséquences

de l'augmentation de la teneur isotopique en plutonium 238, et donc de la radiolyse alpha plus importante du solvant, sur les performances du procédé (fuites de plutonium dans le solvant, risques de précipitation et de bouchage dus aux produits de dégradation du solvant...) devront être réexaminées.

Conclusion

L'évolution de la composition isotopique du plutonium utilisé pour la fabrication des combustibles MOX, évolution due à l'augmentation des taux d'irradiation des combustibles UO_2 et à la recherche de la parité avec les combustibles UO_2 , modifiera sensiblement les caractéristiques radiochimiques des combustibles MOX irradiés. En particulier, l'augmentation importante de l'inventaire en américium et curium des combustibles MOX entraînera des contraintes associées au dégagement thermique – et à moindre titre aux flux d'irradiation alpha, bêta-gamma et neutrons – pour l'ensemble des opérations en aval du cycle (transport, entreposage de longue durée, retraitement ou stockage profond).

Sûreté et Radioprotection de l'usine MELOX de fabrication de combustibles MOX

par Jean-Luc Voitellier, Chef du département qualité, sûreté, sécurité, environnement – COGEMA – B.U. combustibles

La fabrication de combustibles à base de mélange d'oxydes de plutonium et d'uranium (MOX) pour les réacteurs électronucléaires s'inscrit dans une politique énergétique cohérente qui permet de recycler le plutonium issu du retraitement des combustibles usés.

La particularité de la sûreté nucléaire de l'usine MELOX réside précisément dans la mise en œuvre de quantités significatives de plutonium, ce qui a des implications pour la maîtrise des risques nucléaires suivants :

- le risque de dispersion de substances radioactives ;
- le risque de criticité ;
- le risque d'exposition externe.

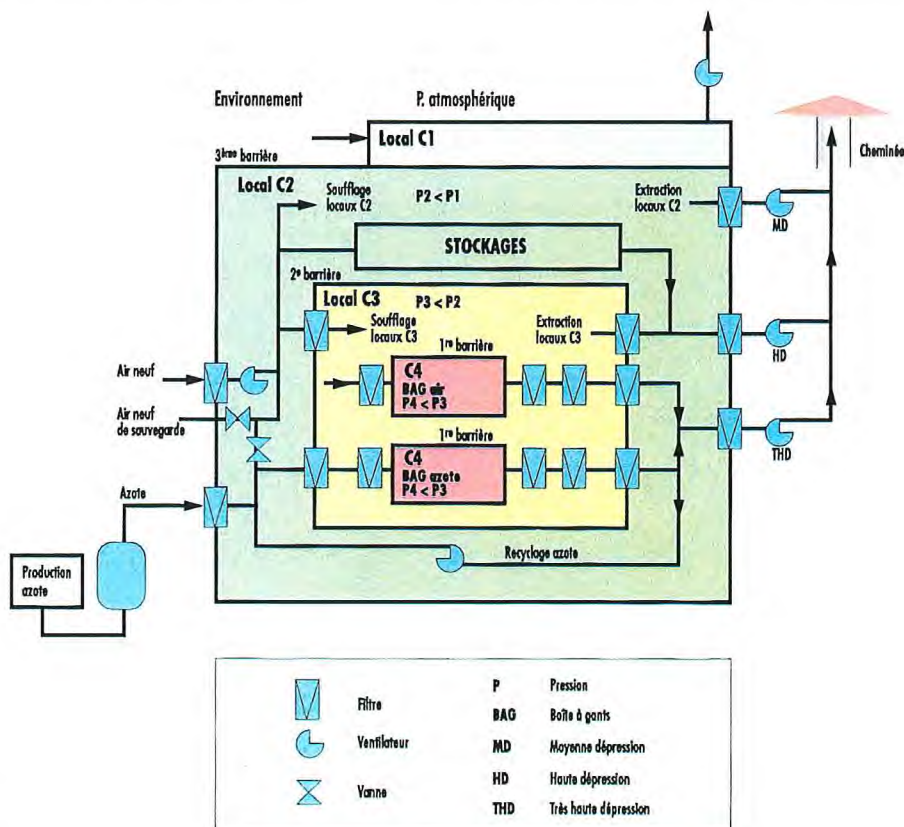
Cette présentation se limite à ces spécificités, les notions générales de sûreté nucléaire, d'in-

ventaire et d'analyse des risques nucléaires ou non, de dispositions de prévention, de surveillance et de limitation des conséquences étant classiquement prises en compte.

Le risque de dispersion de matières radioactives

A la conception, les dispositions de prévention de ce risque reposent sur des systèmes de confinement, consistant en l'interposition de plusieurs barrières statiques entre la matière et l'environnement : la boîte à gants, puis le local où est implantée la boîte à gants, enfin le bâtiment.

Un confinement dynamique, assuré par des systèmes de ventilation, complète ces barrières statiques. Il assure d'une part une casca-



Ventilation : principe du confinement dynamique

de de dépressions visant à maintenir en toutes circonstances une circulation de l'air depuis les zones à faible risque de contamination vers les zones à risques plus importants, d'autre part un assainissement de l'air, avant rejet à l'atmosphère, par piégeage des éventuels éléments contaminants sur une succession de filtres à très haute efficacité (THE) (cf. schéma).

Un système de contrôle d'ambiance de radioprotection adapté aux risques spécifiques de chaque local assure le contrôle permanent de l'efficacité des barrières de confinement.

Le risque de criticité

Le procédé de fabrication des combustibles MOX met en œuvre des matières fissiles sèches ou peu humides.

La maîtrise du risque de criticité s'appuie, tant en conception qu'en exploitation, sur l'application de la règle fondamentale de sûreté (RFS) I.3.c.

Les principaux modes de contrôle de la sûreté-criticité utilisés, seuls ou combinés, sont :

- la géométrie des équipements contenant la matière fissile ;
- la masse de matières fissiles ;
- la modération (rapport du nombre de noyaux de matière réduisant l'énergie cinétique des neutrons au nombre de noyaux fissiles).

Pour chaque équipement, le mode de contrôle retenu est celui qui est le mieux adapté au procédé. La maîtrise du risque consiste à garantir que les paramètres liés au mode de contrôle retenu sont inclus en toutes situations dans le domaine borné par les valeurs « sûres » ou « admissibles », qui constituent des marges par rapport aux valeurs qui conduiraient à l'état critique. Les études et calculs sont faits en considérant des situations très pénalisantes par rapport aux situations réelles.

Cette RFS prévoit par ailleurs des dispositions d'exploitation en cas de modification des installations (consultation du spécialiste sûreté-criticité de l'installation) et en matière de formation du personnel.

Le risque d'exposition externe

Le risque d'exposition du personnel est essentiellement dû aux rayonnements

gamma de faible énergie et à l'émission neutronique des isotopes du plutonium. Toutefois, l'activité spécifique de ces isotopes est telle que le débit de dose induit reste faible et qu'un risque d'irradiation accidentelle est exclu.

A la conception de l'usine MELOX, l'objectif de radioprotection a été de réduire au minimum le nombre d'agents dont la dose intégrée sur une année dépasse 5 mSv dans les conditions normales d'exploitation, soit le 1/10 de l'équivalent de dose maximal admissible, fixé par la réglementation actuellement en vigueur.

Pour atteindre cet objectif, les dispositions suivantes ont été mises en œuvre :

- mise en place d'écrans de protection au plus près des équipements contenant les matières radioactives, des panneaux extérieurs aux boîtes à gants complétant ces protections rapprochées ;
- automatisation des procédés et conduite à distance ;
- conception des équipements de procédé visant à réduire le nombre et la durée des interventions.



Usine MELOX – bâtiment de fabrication des combustibles MOX – confinement en boîtes à gants des équipements de préparation du mélange des poudres d'oxydes d'uranium et de plutonium

En exploitation, le service compétent pour assurer toutes les prestations nécessaires dans le domaine de la surveillance radiologique a notamment pour missions :

- la formation spécifique du personnel au risque d'exposition externe ;
- l'assistance-conseil en matière de prévention ;
- le contrôle et la surveillance radiologique des locaux, des personnes et de l'environnement.

Par ailleurs, en application du principe ALARA, ce service :

- est associé à la réalisation des actions d'amélioration permettant, à partir du retour d'expérience, de réduire l'exposition du personnel par notamment des modifications d'équipements, la mise en œuvre de protections complémentaires collectives ou individuelles, la sensibilisation permanente du personnel ;
- réalise l'étude détaillée préalable des méthodes de travail et des moyens de protection les mieux adaptés aux opérations de maintenance et d'intervention.

Cette politique permanente de pratique ALARA s'appuie sur un engagement fort de la hiérarchie au plus haut niveau et une forte implication du personnel.

Les résultats dosimétriques

Depuis la mise en service de l'usine MELOX en 1995, la moyenne annuelle des doses intégrées par l'ensemble du personnel est inférieure à 1 mSv, et, pour 95 % du personnel surveillé, la dose individuelle annuelle est inférieure à 5 mSv.

En 1998, aucune dose n'a dépassé 10 mSv.

En 1999, la mise en œuvre de matières dont les caractéristiques étaient notablement plus pénalisantes que celles antérieurement rencontrées a induit une légère hausse des résultats dosimétriques globaux de l'établissement et a contribué à renforcer les actions de réduction des doses, dont les effets bénéfiques sur les doses individuelles et collectives se sont manifestés dès les premiers mois de l'année 2000.

Les autres risques

Parmi les autres risques nucléaires et non nucléaires d'origine interne ou externe, qui dans le cas de l'usine MELOX ont été exhaustivement étudiés et analysés par l'Autorité de sûreté, notons les points suivants :

- les dégagements thermiques liés à la puissance spécifique des isotopes du plutonium se manifestent principalement dans les entreposages. Ces derniers sont refroidis par les réseaux de ventilation. Bien qu'un arrêt

de plusieurs jours de la ventilation ne conduise pas à des températures inacceptables vis-à-vis du confinement des matières et du risque de criticité, la fiabilisation des réseaux de ventilation et de leurs alimentations électriques assure un refroidissement des entreposages en toutes situations, y compris après séisme ;

- les dispositions de prévention, de détection et de lutte vis-à-vis du risque d'incendie ont été prises dans le strict respect de la RFS I.4.a. De plus, les équipes d'intervention mettant en œuvre les moyens mobiles ou fixes d'extinction sont constituées de personnels d'exploitation qui ont reçu une formation spécifique de pompier ;

- le dimensionnement au séisme de MELOX est assuré sur la base du séisme majoré de sécurité dont le niveau VIII-IX sur l'échelle MSK a été fixé réglementairement par l'Autorité de sûreté. La démarche retenue pour ce dimensionnement s'inscrit en conformité avec la méthode définie par la RFS I.1.c relative à l'aléa sismique.

Conclusion

La prise en compte des principes de conception de MELOX et l'application stricte des règles fondamentales de sûreté édictées par l'Autorité de sûreté confèrent à cette usine un haut niveau intrinsèque de sûreté.

Le retour d'expérience de l'exploitation des usines de fabrication de combustibles MOX atteste d'un haut degré de protection de l'environnement : l'impact dû aux rejets d'effluents gazeux et liquides, en termes de dose efficace calculée aux valeurs des seuils des mesures agréées par l'OPRI, se situe à des niveaux de l'ordre de 10^{-5} mSv par an.

Bien que l'exposition externe du personnel se situe à un faible niveau par rapport aux limites réglementaires des travailleurs et à l'exposition due à la radioactivité naturelle (2,4 mSv par an), une politique permanente de progrès, en application de la démarche ALARA, est menée en cohérence avec une conception automatisée des procédés de fabrication et de contrôle du produit et avec l'objectif permanent d'excellence en matière de qualité des produits.

Le plutonium dans l'environnement – Etudes radioécologiques menées dans la basse vallée du Rhône

par **Philippe Renaud, Céline Duffa et Didier Louvat,**
IPSN, Département de protection de l'environnement

Le plutonium : un radioélément régulièrement mesuré dans l'environnement

Les transuraniens, et en particulier les isotopes du plutonium, présents dans l'environnement français proviennent principalement des retombées liées aux essais atmosphériques d'engins nucléaires effectués de 1945 à 1980, ainsi qu'à la rentrée dans l'atmosphère en 1964, au-dessus de l'Océan indien, d'un satellite qui contenait du ^{238}Pu . Ces retombées depuis la haute atmosphère sont distribuées de manière homogène à l'échelle du continent européen, et donc du territoire français.

Outre ces retombées globales, le fonctionnement de certaines installations nucléaires conduit également à des rejets d'effluents radioactifs contenant de faibles quantités de plutonium, dans les limites des autorisations de rejets. Dans le cadre de ses programmes d'études et de recherches sur l'évaluation de la radioactivité dans l'environnement français, l'IPSN effectue régulièrement des mesures d'activité concernant le ^{238}Pu et le $^{239-240}\text{Pu}$ ¹, notamment au voisinage des centrales électronucléaires qui ne sont pas autorisées à rejeter du plutonium et des usines de retraitement des combustibles irradiés qui disposent d'autorisations de rejets de plutonium.

Depuis 1993, le Service d'études et de recherches radioécologiques dans les milieux naturels (SERNAT) de l'IPSN a mesuré les activités des isotopes du plutonium sur plus de 1000 échantillons prélevés dans l'environnement,

dont 250 autour de l'établissement COGEMA de Marcoule. Les résultats de ces mesures sont notamment valorisés dans le cadre du projet CAROL qui a pour objet l'étude de la dynamique spatio-temporelle de la répartition des radionucléides artificiels dans la basse vallée du Rhône. Un des volets du projet CAROL est consacré à l'étude des stocks et des flux d'actinides.



Site de Marcoule – Vue aérienne d'Atalante

Le rapport des activités

$^{238}\text{Pu}/^{239} + ^{240}\text{Pu}$ signe son origine

Le plutonium est un radioélément artificiel dont la composition isotopique dépend des conditions dans lesquelles il a été créé. On utilise le rapport d'activité $^{238}\text{Pu}/^{239} + ^{240}\text{Pu}$ pour déterminer son origine.

Les retombées globales de plutonium liées aux essais atmosphériques d'armes et à l'accident du satellite sont caractérisées par un rapport d'activité moyen en $^{238}\text{Pu}/^{239} + ^{240}\text{Pu}$ de 0,03. Ce bruit de fond se traduit aujourd'hui par des activités rémanentes moyennes sur les sols français de 50 Bq/m^2 en $^{239} + ^{240}\text{Pu}$.

1. Mesurées le plus souvent par spectrométrie alpha, les activités du ^{239}Pu et du ^{240}Pu ne peuvent pas être distinguées en raison des énergies très voisines des particules alpha correspondantes.

L'activité de traitement de combustibles irradiés sur le site de Marcoule a débuté en 1958 et a cessé définitivement en 1997. Le site a traité, tout d'abord, des combustibles faiblement irradiés issus des réacteurs à vocation militaire pour lesquels le rapport d'activité $^{238}\text{Pu}/^{239} + ^{240}\text{Pu}$ était de 0,05, puis progressivement des combustibles issus des réacteurs électrogènes de la filière uranium naturel-graphite-gaz pour lesquels le rapport d'activité $^{238}\text{Pu}/^{239} + ^{240}\text{Pu}$ est d'environ 0,3.

Lorsqu'une matrice eau/sol/végétal prélevée dans le Bas-Rhône présente un rapport d'activité $^{238}\text{Pu}/^{239} + ^{240}\text{Pu}$ de $0,030 \pm 0,005$, on considère que les retombées globales sont à l'origine des activités mesurées. Au-delà, et jusqu'à un rapport de 0,3, une partie des activités mesurées est imputée aux rejets du site de Marcoule. L'application d'une loi de mélange permet de quantifier ces apports supplémentaires.

Deux indices permettent donc d'apprécier les activités de plutonium mesurées dans l'environnement d'une installation nucléaire : l'activité massique (ou surfacique) et le rapport d'activité $^{238}\text{Pu}/^{239} + ^{240}\text{Pu}$. Lorsqu'une matrice présente des activités massiques supérieures à celles attribuables aux retombées globales, le rapport d'activité permet de confirmer l'origine du plutonium ajouté. Dans le cas de certaines matrices pour lesquelles il est difficile de comparer les activités massiques (bio-indicateurs), le rapport d'activité permet de déterminer un éventuel « marquage » par les rejets de l'installation.

Conséquences des rejets de plutonium de Marcoule sur l'environnement

Dans l'environnement terrestre, le plutonium provenant des rejets d'effluents gazeux et liquides des installations de Marcoule est mesuré à proximité du site et en certains endroits de la Camargue.

Dans la région proche de Marcoule, les sols et certains végétaux sont marqués par ces rejets. Les quantités de plutonium mesurées dans ces sols sont 2 à 5 fois supérieures à la moyenne nationale. Les activités mesurées résultent, en quelques points, de l'apport de sédiments du Rhône par les inondations ou les travaux de construction des digues, mais

l'activité ajoutée aux sols des environs du site est principalement attribuable à ces rejets atmosphériques. Cet apport est décelable sur une zone de 25 km² où le rapport moyen des activités $^{238}\text{Pu}/^{239} + ^{240}\text{Pu}$ est de 0,05, caractéristique de rejets anciens du site de Marcoule. Avec les hypothèses généralement retenues pour les calculs d'impact, les taux de contamination constatés correspondent à un impact maximal inférieur à 1 microsievert par an.

Les mousses terrestres (bio-indicateurs) témoignent de rejets atmosphériques récents. Les cartes tracées à l'aide des mesures dans les sols et dans les mousses sont similaires et sont en accord avec la rose des vents du site ; ceci conforte l'hypothèse de transferts par voie atmosphérique.

Aujourd'hui, du fait de la baisse des rejets atmosphériques liée à l'arrêt du retraitement industriel, les végétaux non pérennes ne sont plus marqués. Les activités rémanentes dans les sols, bien que significatives, ne conduisent pas à des transferts importants dans les végétaux.

En Camargue, on trouve également des sols dont les activités massiques sont nettement supérieures aux moyennes des sols français non influencés. Il s'agit de sites situés à proximité immédiate des points des digues du Petit Rhône qui ont cédé lors des crues de 1993 et 1994. Les rapports d'activité mesurés près d'une de ces brèches ont permis de déterminer l'apport de $^{239} + ^{240}\text{Pu}$ provenant des rejets d'effluents liquides de l'établissement de Marcoule et, par là, d'estimer la quantité et la répartition du dépôt sédimentaire résultant de l'inondation. La valeur obtenue – 70 000 m³ de sédiments déposés par la brèche étudiée – est du même ordre de grandeur que l'estimation faite par le Parc de Camargue à partir du volume d'eau déversé et de sa charge en sédiments. Comme à proximité de Marcoule, les transferts de plutonium des sols vers les productions agricoles sont très faibles, bien que mesurables.

Premier bilan des stocks et flux de plutonium dans le Bas-Rhône

Un premier bilan a été dressé pour la région du Bas-Rhône (Figure 1). Il s'agit des flux de

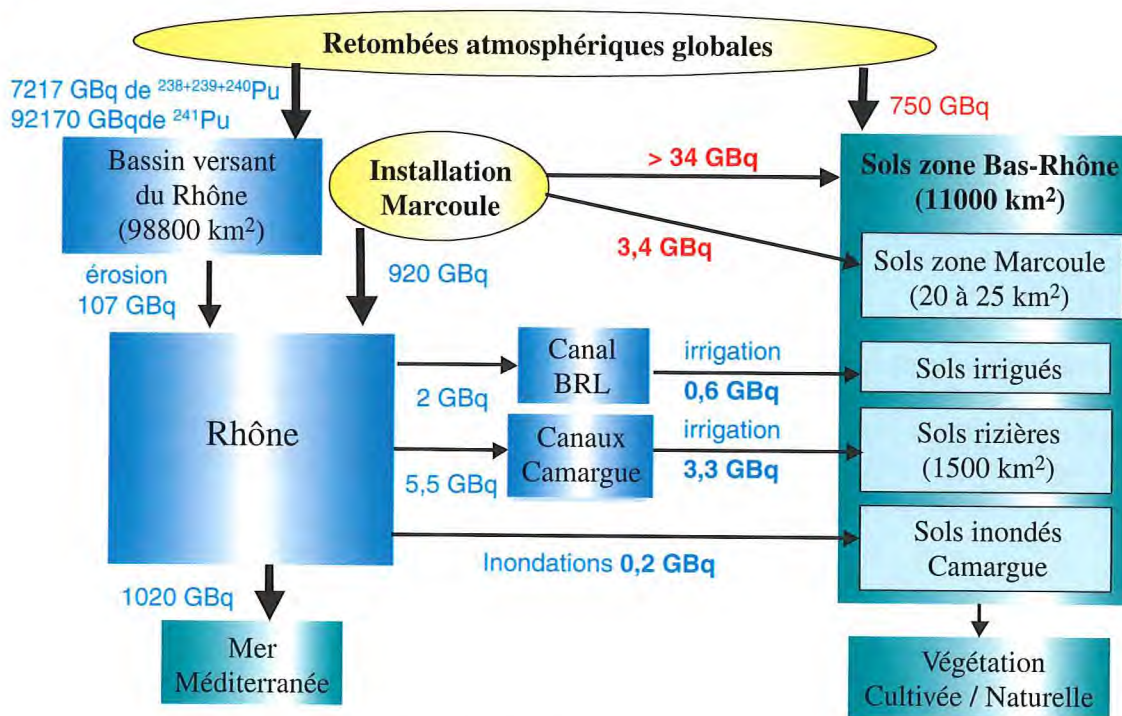


Figure 1. Bilan des stocks et des flux d'actinides dans la basse vallée du Rhône

plutonium et d'américium, intégrés depuis 1960, incluant les apports liés aux retombées globales et ceux résultant du fonctionnement des installations de Marcoule, sur une surface d'environ 11 000 km² (Pont-Saint-Espirit – Montpellier – Marseille).

Dans le milieu terrestre, le sol est le principal réservoir de plutonium ; plus de 750 GBq (Am + Pu) y sont stockés. Les rejets de Marcoule ne représentent que 5 % de ce stock ; ils ne sont décelables que sur une zone de 25 km² marquée principalement par les rejets atmosphériques (cf. supra). Les 0,2 GBq apportés en Camargue par les inondations de 1993 et de 1994 se sont déposés, en majeure partie, sur de petites surfaces à proximité des points de ruptures de digues, affectant de manière discernable les sols concernés. L'essentiel des activités présentes dans les sols y restera stocké sous réserve qu'aucun événement ne vienne perturber ces sols ; les flux liés à l'érosion et à l'exportation par les récoltes sont très faibles.

Dans le Rhône et ses canaux, le plutonium véhiculé provenait jusqu'en 1997 principalement des rejets des installations de Marcoule. La majeure partie est parvenue à la mer, même si la part encore présente dans les sédiments du fleuve reste à préciser. Il est

probable que les actinides se sont accumulés dans les sédiments du delta immergé, sur une surface très réduite aux embouchures du Grand et du Petit Rhône.

Le plutonium dans l'environnement : contraintes et possibilités

Les isotopes du plutonium font partie des quelques radionucléides artificiels encore présents en quantités mesurables dans l'environnement par des laboratoires spécialisés. Les techniques de mesure mises en œuvre pour atteindre les seuils de détection les plus faibles possibles, par spectrométrie alpha ou spectrométrie de masse, nécessitent toutefois une étape de radiochimie longue et délicate qui explique le nombre restreint de mesures disponibles en France et dans le monde en général. Moyennant cet effort analytique, les activités accessibles à la mesure sont inférieures à 1 mBq/kg dans les végétaux cultivés, de quelques 10² mBq/kg dans les sols, et de quelques Bq/kg dans les bio-indicateurs les plus sensibles comme les mousses.

Les niveaux des traces mesurées et leur faible variabilité pour une même matrice hors

influence des rejets d'une installation nucléaire deviennent un avantage lorsqu'il s'agit de mettre en évidence un apport supplémentaire de plutonium dans l'environnement. Dans le cas où l'apport mis en évidence est significatif, l'étude du rapport des activités des différents isotopes du plutonium permet de tracer l'origine de cet apport et de le quantifier.

La méthode d'étude est d'une mise en place simple dans l'environnement terrestre. Le plutonium est peu mobile dans cet environnement, sa migration en profondeur dans les sols est faible, ses transferts vers les végétaux

également. Sa recherche peut donc se limiter à des analyses de sols ou de bio-indicateurs végétaux (mousses, lichens...). Seules des activités anormalement élevées dans ces matrices nécessitent un échantillonnage et l'analyse d'autres matrices. Dans le milieu aquatique, le jeu des interactions physico-chimiques détermine la forme, dissoute, colloïdale ou particulaire, et le volume du flux transporté. C'est donc l'analyse des conditions physico-chimiques du milieu qui détermine les éléments permettant son suivi dans l'environnement aquatique continental et marin.

La sûreté des transports du plutonium

par Bruno Desnoyers, assistant sûreté – Transnucléaire

Le transport du plutonium : qu'est-ce qui est transporté et pourquoi est-ce transporté ?

S'inscrivant dans le cadre de la stratégie de retraitement-recyclage des combustibles nucléaires usés, l'industrie du recyclage du plutonium est définitivement entrée dans une phase de maturité industrielle. Ainsi, le plutonium, matière clé de cette industrie, est transporté sous différentes formes entre les différentes installations impliquées.

Le plutonium, extrait des combustibles usés dans les usines de retraitement et entreposé sous forme d'oxyde PuO_2 en poudre en conteneurs de stockage, est d'abord acheminé vers les usines de fabrication de combustible où il sera additionné à de l'oxyde d'uranium UO_2 pour constituer l'oxyde mixte appelé MOX.

Dans ces usines, l'oxyde mixte est transformé en pastilles céramiques qui sont incorporées dans des gaines étanches pour constituer des crayons combustibles MOX. Ces crayons sont ensuite assemblés en faisceaux pour constituer les assemblages combustibles MOX.

Les usines où sont fabriqués les crayons combustibles MOX ne sont pas toutes équipées pour la fabrication des différents types d'assemblages. Aussi, pour certaines fabrications, il peut être nécessaire de transporter les crayons combustibles MOX depuis leur usine de fabrication vers les usines équipées pour leur assemblage.

Après fabrication, les assemblages combustibles MOX sont transportés vers les centrales nucléaires utilisant ce type de combustible.

Comme toute autre industrie, la fabrication des assemblages MOX génère également des rebuts de fabrication (fabrications hors normes) et des déchets. Ces rebuts et déchets, lorsqu'ils ne sont pas directement recyclables dans l'usine qui les a produits, sont transportés vers d'autres usines où il sera pos-

sible d'en extraire et de recycler le plutonium contenu.

En résumé, les matières à base de plutonium transportées dans le cycle de fabrication du combustible MOX sont les suivantes :

- poudre de PuO_2 depuis l'usine de retraitement vers les usines de fabrication de combustible MOX ;
- crayons combustibles MOX entre les usines de fabrication et les usines d'assemblage ;
- assemblages combustibles MOX entre les usines de fabrication ou d'assemblage et les centrales nucléaires ;
- rebuts de fabrication et déchets contaminés depuis les usines de fabrication vers l'usine de retraitement ou d'autres ateliers de traitement spécialisés.

Le transport du plutonium : quelles réglementations et quelles normes de sûreté ?

Le plutonium est une matière radioactive et fissile relevant de la classe 7 des règlements de transport des marchandises dangereuses. L'emballage, la signalisation et le transport de cette marchandise doivent donc se conformer aux prescriptions des règlements de transport des marchandises dangereuses des modes de transport utilisés.

Le plutonium est également soumis aux règles applicables pour la protection physique et le contrôle des matières nucléaires en cours de transport.

De ce fait, les seuls modes de transport utilisés sont le transport par voie routière pour les transports réalisés en France et en Europe continentale, et le transport maritime pour les transports réalisés entre la France et le Japon.

Les règlements de transport de marchandises dangereuses internationaux applicables à ces modes de transport sont les suivants :

– l'accord européen pour le transport par route des marchandises dangereuses – ADR : ce règlement est adopté par plus de trente pays européens dont les 15 pays membres de l'Union Européenne ;

– le code maritime international des marchandises dangereuses (code IMDG) de l'Organisation maritime internationale (OMI), organisation rassemblant plus de 150 pays.

En France, le transport des marchandises dangereuses par route et par voie maritime est réglementé par les textes suivants :

– l'arrêté du 5 décembre 1996 modifié relatif au transport des marchandises dangereuses par route (dit arrêté ADR) : ce texte rend applicable en France le règlement ADR et le complète par des dispositions nationales ;

– le règlement de sécurité des navires (RSN) – division 411 : ce texte rend applicable en France le code IMDG de l'OMI et le complète par des dispositions nationales.

Bien entendu, lorsque les transports s'effectuent sur le territoire d'autres pays, les règlements nationaux de ces pays relatifs aux modes de transports utilisés s'appliquent également.

Tous ces règlements ont adopté les règles émises par l'Agence internationale de l'énergie atomique – AIEA – dans son « Règlement pour le transport des matières radioactives ».



Essai de chute d'un emballage de type FS-47

Ce règlement considère trois types de situation en cours de transport :

– les *conditions de transport de routine* : aucun incident ou accident, sollicitations ordinaires ;

– les *conditions normales de transport* : prise en compte d'incidents et d'accidents mineurs représentés par des épreuves telles que :

- chute de 1,2 m du colis sur une surface indéformable,
- gerbage sur le colis de 5 fois sa masse,
- chute d'une barre métallique de 6 kg sur le colis... ;

– les *conditions accidentelles de transport* : prise en compte d'accidents sévères représentés par des épreuves telles que :

- chute de 9 m du colis sur une surface indéformable,
- chute de 1 m du colis sur une barre métallique,
- feu d'hydrocarbure de 30 minutes,
- immersion sous 15 m d'eau...

Il classe les colis de matière radioactive en quatre catégories de colis, dont les normes de performance sont plus ou moins sévères en fonction du danger radioactif présenté par les matières transportées :

– les *colis exceptés* : pour des activités transportées par colis très faibles – seules les conditions de transport de routine sont considérées ;

– les *colis industriels* : pour des matières présentant une faible activité par unité de masse (matières de faible activité spécifique – LSA) ou pour les objets non radioactifs contaminés en deçà d'une limite de contamination surfacique (objets contaminés superficiellement – SCO) – les conditions de transport de routine et les conditions normales de transport sont considérées ;

– les *colis de type A* : pour des matières dont l'activité totale contenue ne dépasse pas les valeurs spécifiées dans le règlement (A_1 ou A_2) – les conditions de transport de routine et les conditions normales de transport sont considérées ;

– les *colis de type B* : pour des matières dont l'activité totale contenue dépasse celle autorisée dans les colis de type A – toutes les conditions réglementaires de transport sont considérées.

Lorsque les produits transportés contiennent des matières fissiles, quel que soit le type de colis pour le risque radioactif, la réglementation prescrit que toutes les conditions de transport sont prises en compte pour l'évaluation du risque de criticité.

Les colis de type B ainsi que les colis pour matière fissile sont soumis à l'agrément des autorités compétentes – en France et pour les matières à usage civil, le directeur de la sûreté des installations nucléaires par délégation du ministre en charge de l'industrie et de la ministre en charge de l'environnement.

Les colis transportant plus de 15 g de plutonium, ce qui est le cas pour les colis transportant les matières dont il est question ici, relèvent des colis de type B pour matière fissile.

Les normes de performance des colis de type B pour matière fissile sont les suivantes :

- confinement, limitation de la contamination externe du colis et limitation de l'intensité de rayonnement autour du colis en conditions de transport de routine ;
- conservation du confinement des matières radioactives et limitation de l'augmentation de l'intensité de rayonnement autour du colis à 20 % à la suite des épreuves représentatives des conditions normales de transport ;
- relâchement d'activité en une semaine plafonné à l'activité maximale autorisée dans un colis de type A et intensité de rayonnement limitée à 10 mSv/h à 1 m de distance du colis à la suite des épreuves représentatives des conditions accidentelles de transport ;
- maintien de la sous-criticité d'un colis isolé et d'un réseau de colis, avec ou sans eau, en toutes situations (routine, normales et accidentelles).

Le transport du plutonium : quels emballages et quels moyens de transport ?

Les emballages et moyens de transport utilisés ont été conçus dans le but d'être sûrs, d'être faciles à acheminer et à protéger, d'être compatibles avec les diverses installations desservies.

Des exemples d'emballages parmi les plus utilisés sont décrits ci-après.

L'emballage FS-47 a été conçu au début des années 80 pour le transport de poudre de plutonium issu de l'usine de retraitement de La Hague. Il permet le transport à l'unité des conteneurs de stockage utilisés pour l'entreposage du PuO₂ à La Hague (environ 15 kg de plutonium par conteneur et par emballage) : il y a donc conservation du confinement initial de la poudre depuis sa fabrication jusqu'à son utilisation. Malgré la robustesse et la redondance de confinement déjà assuré par le conteneur lui-même, l'emballage est capable d'assurer par lui-même le confinement de la poudre. Ces emballages sont transportés par dix en caisson de transport spécialement conçu et assurant une partie de la protection physique requise en cours de transport routier ou maritime.

L'emballage FS-47 peut également être utilisé pour le transport de certains rebuts de fabrication préalablement conditionnés en conteneurs d'entreposage.

L'emballage FS-69 a été conçu à la fin des années 80 pour le transport de deux assemblages combustibles MOX de 12 pieds. Il est utilisé pour la livraison des assemblages MOX aux centrales nucléaires à eau sous pression 900 MWe européennes, notamment celles d'EDF. Il peut également être utilisé pour le transport de rebuts de fabrication mis en assemblages entre les usines de fabrication et l'usine de retraitement. Ces emballages sont transportés par 4 en caisson de transport spécialement conçu et assurant une partie de la protection physique requise en cours de transport routier.

L'emballage FS-65-1300 a été conçu au milieu des années 90 pour le transport d'un assemblage combustible MOX à destination des centrales à eau sous pression japonaises et pour le transport de crayons combustibles MOX non assemblés. Il est utilisé pour le transport de crayons combustibles MOX entre usines et pour le transport terrestre en France des combustibles destinés aux centrales nucléaires à eau sous pression japonaises. Ces emballages sont transportés par 4 en caisson de transport spécialement conçu et assurant une partie de la protection physique requise en cours de transport routier.

L'emballage TN-GEMINI a été conçu au début des années 90 pour le transport de déchets faiblement contaminés par du plutonium conditionnés en fûts. Cet emballage peut transporter 60 fûts de 118 l représentant jusqu'à un total inférieur à 400 g de plutonium. Il est transporté sur une remorque routière spécialement adaptée.



Emballage TN-GEMINI – Transport de déchets contaminés au plutonium

Le transport du plutonium : comment est-il organisé ?

Compte tenu des quantités transportées et du fait qu'il s'agit de plutonium, les règlements de transport de marchandises dangereuses de même que les règles applicables à la protection physique et au contrôle des matières nucléaires en cours de transport requièrent que des notifications préalables (ou avis préalables) soient effectuées. En France, celles-ci sont effectuées auprès de la Direction de la sécurité civile (pour faciliter et réduire les délais d'intervention en cas d'accident) et de l'Echelon opérationnel des transports de l'IPSN (pour le suivi en temps réel des matières nucléaires en cours de transport). Les sociétés et les véhicules utilisés pour ces transports doivent être agréés par les autorités compétentes en charge de la protection physique et du contrôle des matières nucléaires en cours de transport.

Le transport du plutonium : quel bilan ?

Depuis le démarrage de l'industrie du retraitement, plus de 70 tonnes de plutonium et plus de 1000 assemblages combustibles MOX ont été transportés.

Actuellement, environ 200 transports de matières contenant du plutonium sont réalisés annuellement.

Aucun accident ou incident n'a à ce jour affecté ces transports.

La protection physique du plutonium

**Par Didier Lallemand, Haut fonctionnaire de défense
près le ministre de l'économie, des finances et de l'industrie**

La loi n° 80-572 du 25 juillet 1980 et ses différentes déclinaisons réglementaires instituent le contrôle national des matières nucléaires que sont l'uranium, le deutérium, le thorium, le tritium, le lithium enrichi en isotope 6 et le plutonium. Pour le résumer, le contrôle national soumet à autorisation préalable les personnes physiques ou morales exerçant les activités d'importation, d'exportation, d'élaboration, de transfert, d'utilisation et de transport des matières précitées, leur impose de prendre des mesures destinées à en assurer la protection physique, le suivi et la comptabilité, instaure un mécanisme d'inspection pour vérifier l'application de ces mesures par un corps d'agents spécialisés, habilités et assermentés, enfin qualifie en délits correctionnels certains faits graves, tels que l'appropriation indue de matières nucléaires ou l'obstacle à l'exercice du contrôle.

Le contrôle national a pour objet de prévenir le vol ou le détournement des matières nucléaires détenues dans les installations ou en cours de transport, dans une perspective tant de sécurité intérieure (lutte contre le terrorisme nucléaire) que de respect des engagements internationaux souscrits par la France dans le domaine de la non-prolifération. Sa mise en œuvre relève d'un service spécialisé créé en 1981 et placé sous l'autorité du Haut fonctionnaire de défense (HFD) près le ministre de l'économie, des finances et de l'industrie, le service du contrôle des matières nucléaires et sensibles (CMN). Ce service bénéficie pour l'accomplissement de sa mission de l'appui technique du département de sécurité des matières radioactives (DSMR) de l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN).

L'exploitant ou le transporteur est responsable de la protection physique des matières nucléaires qu'il détient ou achemine. Mais il doit soumettre à l'accord des pouvoirs publics les mesures qu'il entend mettre en œuvre pour satisfaire aux objectifs régle-

mentaires en tant que pétitionnaire (dossier de demande d'autorisation) ou titulaire de l'autorisation (dossiers modificatifs résultant de changements intervenus dans l'établissement ou l'installation, dans l'exercice des activités autorisées, etc.). Afin qu'il n'y ait aucune ambiguïté, un « état récapitulatif », document associé à l'autorisation ainsi délivrée, mis à jour en fonction des besoins, mentionne les références de l'ensemble des courriers contenant les engagements du titulaire de l'autorisation, acceptés par le ministère, s'agissant de la protection physique des matières nucléaires qu'il détient ou transporte.

Pour la définition de ces mesures, l'exploitant ou le transporteur doit tenir compte de deux grands principes. Le premier est celui du classement des matières nucléaires, pour leur protection, en trois catégories selon la nature et la quantité détenue ou transportée. Ce critère est fondamental. Pour cette raison, le présent article traite de la protection physique du plutonium au travers de celle de l'ensemble des matières, sauf exception signalée. Dans le cas particulier du plutonium, ces catégories sont les suivantes :

- catégorie III : $3 \text{ g} < Q \leq 400 \text{ g}$;
- catégorie II : $400 \text{ g} < Q < 2 \text{ kg}$;
- catégorie I : $Q \geq 2 \text{ kg}$.

Le second principe est celui de la confidentialité (en France, le secret en matière de défense) qui doit impérativement couvrir les mesures opérationnelles propres à garantir la protection physique des matières, s'agissant tout particulièrement du plutonium lorsqu'il relève de la catégorie I, la plus sensible.

Comme le plutonium est détenu ou transporté, dans la très grande majorité des cas, dans des quantités qui le situent en catégorie I, et en raison de la confidentialité inhérente à la protection physique, le présent article énoncera les principes régissant la protection de cette catégorie, tant dans le domaine de

la détention que dans celui du transport, avant d'aborder la question de l'inspection des matières nucléaires.

1. La détention

1.1. Les principes généraux applicables aux matières nucléaires relevant de la catégorie I

Aux termes de l'article 15 du décret du 12 mai 1981, les matières nucléaires relevant de la catégorie I doivent être utilisées et entreposées dans une zone hautement protégée définie comme une zone dont l'accès est contrôlé et qui est placée sous la surveillance constante de dispositifs de sécurité ou de gardes, en liaison étroite avec les forces publiques d'intervention, entourée d'une barrière physique avec un nombre limité de points d'entrée surveillés de manière adéquate et dont l'accès est limité aux personnes dont il a été établi qu'elles présentaient toutes garanties en matière de sécurité.

Le même article précise que les mesures de protection physique mises en œuvre doivent avoir pour objectif la détection et la prévention de toute attaque, de toute pénétration non autorisée et de tout enlèvement de matière non autorisée. Si des transferts internes entre zones d'un même établissement doivent avoir lieu, les mesures de protection en cours de transfert doivent être d'un niveau équivalent à celui des mesures appliquées dans ces zones. Enfin, les mesures de protection physique appliquées au sein d'un établissement ou d'une installation ne doivent être connues que des personnes régulièrement autorisées à cet effet par le ministre chargé de l'industrie ou le titulaire de l'autorisation.

Les différents systèmes concourant à la protection physique des matières nucléaires de catégorie I s'articulent selon le principe de la défense en profondeur qui consiste à interposer entre le domaine public et ces matières trois barrières successives délimitant une zone à protection normale, une zone à protection renforcée et, enfin, le lieu de leur détention (zone de procédé, magasin de stockage). Une instruction ministérielle décrit, en termes généraux, les caractéris-

tiques de ces barrières et le contrôle d'accès de chacune de ces zones.

Il apparaît ainsi que la protection physique est conçue en termes d'obligation de résultat, d'objectifs à atteindre, mais non d'obligation de moyens. Il appartient à l'exploitant de proposer les mesures de tous ordres (techniques, humaines, de procédure, etc.) qu'il estime utiles pour y répondre. Les dossiers qu'il constitue à cet effet sont analysés par le service CMN avec le concours du DSMR avec, le cas échéant, visite sur place, et les conclusions des analyses lui sont notifiées (acceptation, rejet, compléments d'informations et/ou de mesures, etc.).

1.2. L'étude de sécurité spécifique du plutonium relevant de la catégorie I

Pour le plutonium utilisé (zone de procédé) et/ou détenu (magasin de stockage) en quantité égale ou supérieure à 2 kg (et l'uranium enrichi à plus de 20 % en ^{235}U en quantité égale ou supérieure à 5 kg), une instruction ministérielle oblige l'exploitant à procéder à une étude de sécurité destinée à apprécier l'efficacité et la fiabilité de l'ensemble du dispositif de protection physique mis en place.

L'exploitant doit démontrer qu'il respecte l'objectif de prévention et de détection de menaces, externes (agression par un commando) ou internes (vol de matière par un membre du personnel de l'exploitant ou d'une entreprise sous-traitante), visant à dérober une quantité significative de plutonium. Pour ce faire, l'instruction définit précisément ces menaces et le schéma de principe de l'étude de sécurité. L'exploitant doit analyser les séquences permettant successivement d'accéder à la matière nucléaire, de la retirer de son confinement et de la sortir de l'établissement en évaluant à chaque étape les probabilités de détection de l'action et les délais nécessaires pour réaliser celle-ci.

Les études de sécurité et leurs conclusions, notamment quant aux améliorations que l'exploitant propose d'apporter à son dispositif de protection, sont analysées par le service CMN et le DSMR. Du résultat de ces analyses dépend l'autorisation particulière qui lui est accordée, s'agissant de l'exploitation des magasins de stockage.

2. Le transport

Le transport du plutonium de catégorie I est quasi exclusivement réalisé par route¹. Les mesures mises en œuvre doivent comporter un niveau de protection physique équivalent à celui mis en place dans les installations. Cette équivalence est obtenue, d'une part par la conception et les conditions de fabrication des véhicules, d'autre part par les conditions de réalisation des mouvements.

2.1. La conception et la fabrication des véhicules de transport

Les moyens destinés au transport des matières nucléaires classées en catégories I et II doivent être agréés par le ministre chargé de l'industrie, comme imposé par l'article 22 du décret du 12 mai 1981. A cet effet, l'instruction ministérielle de 1995 édicte les prescriptions techniques auxquelles doivent satisfaire les véhicules pour pouvoir être agréés.

A l'instar de la protection physique des matières nucléaires détenues dans les installations, la conception des véhicules est fondée sur le principe de la défense en profondeur. De même, les prescriptions techniques sont rédigées en termes d'objectifs à atteindre, le transporteur ayant le choix des dispositifs qu'il entend proposer pour y répondre. Ainsi peut-on indiquer que les différents équipements spéciaux embarqués à bord des véhicules sont destinés à assurer :

- la protection du chargement contre une tentative de vol pendant une durée minimale ;
- la protection des équipages ;
- l'alerte de l'Echelon opérationnel des transports (EOT) de l'IPSN, unité qui assure le suivi direct et en temps réel des transports de catégorie I (et de catégorie II non irradiés) sous l'autorité et pour le compte du ministre chargé de l'industrie.

La fabrication du véhicule, dans le respect des règles de l'assurance qualité, est régie par une directive élaborée par le service CMN qui décompose le processus en trois stades :

- le transporteur soumet au service CMN un dossier préalable à la construction du maté-

1. La seule grande exception à la règle est le transport du combustible MOX à destination du Japon qui fait appel à des bateaux, sous pavillon britannique, dans le cadre d'un plan de transport tri-latéral anglo-franco-japonais définissant la protection physique mise en place à bord.

riel ; l'analyse de ce dossier, effectuée avec le concours du DSMR, donne lieu à l'accord de fabrication, éventuellement assorti d'observations que le transporteur devra prendre en compte ;

- lors de la construction, il appartient au transporteur de notifier aux fournisseurs et aux assembleurs concernés les différents stades du processus sur lesquels il entend exercer son contrôle en qualité de maître d'ouvrage ; pour leur part, le service CMN et le DSMR s'assurent, par des actions de surveillance, du montage correct et du bon fonctionnement de certains équipements spéciaux de protection ;

- à l'issue de la fabrication, le transporteur adresse au service CMN le dossier « tel que construit » du matériel ; au vu de ce document et des résultats des actions de surveillance, ce service élabore la décision d'agrément du matériel soumise à la signature du Haut fonctionnaire de défense par délégation du ministre.

Les sociétés et leurs personnels intervenant dans le processus de fabrication sont habilités au secret défense.



Emballage FS-47 – Transport d'oxyde de plutonium

2.2. Les conditions d'exécution des transports de catégorie I

En application de l'arrêté du 26 mars 1982 sur la protection et le contrôle des matières nucléaires en cours de transport, le transporteur doit adresser à l'EOT un préavis de transport quinze jours avant la date prévue pour son exécution. Les informations contenues dans le préavis sont codées. S'il s'agit d'un transport international, le transporteur mentionne, le cas échéant, les références de la licence d'exportation.

L'EOT instruit le préavis et adresse une demande d'escorte, dans le cadre de la

convention passée entre le ministre chargé de l'industrie (HFD) et le ministre de la défense (directeur général de la gendarmerie nationale), à la circonscription de gendarmerie du lieu de départ. Trois jours au plus tard avant la date de départ, l'autorisation d'exécuter le transport est délivrée au transporteur et l'EOT émet un message codé à destination des entités concernées par le transport (direction générale de la police nationale, direction de la défense et de la sécurité civiles, circonscriptions de gendarmerie traversées pour préparation des relèves d'escorte, lieux de départ, d'arrivée, de halte repas ou pour la nuit, etc.).

En cours de route, le convoi doit emprunter un itinéraire agréé par le ministre chargé de l'industrie. L'ensemble des itinéraires, dont le descriptif détaillé est protégé par le secret défense, a fait l'objet d'une reconnaissance préalable effectuée par l'EOT. Le transport est en outre suivi en direct et en temps réel par cette unité au moyen des équipements spéciaux embarqués à cet effet dans le véhicule.

Les arrêts programmés (halte repas, halte pour la nuit) s'effectuent dans des établissements agréés par le ministre chargé de l'industrie. Il s'agit de centres spécialisés et de sites militaires. Une halte imprévue sur la voie publique, susceptible de résulter par exemple d'une panne ou d'un accident, enclenche la mise en œuvre de procédures particulières conduisant notamment au renforcement de l'escorte de gendarmerie pendant la durée de l'immobilisation.

3. L'inspection

Le dispositif mis en place pour assurer la protection physique, la surveillance, le confinement, le suivi et la comptabilité des matières nucléaires ne peut se concevoir sans un mécanisme de contrôle de la manière dont les exploitants et les transporteurs appliquent la réglementation et respectent les engagements qu'ils ont contractés.

C'est la raison pour laquelle la loi du 25 juillet 1980 instaure, en son article 5, un corps d'agents spécialisés, habilités par le ministre chargé de l'industrie, assermentés et astreints au secret professionnel. Ces agents, appartenant au service CMN et au DSMR, sont habilités en qualité d'inspecteurs des

matières nucléaires et prêtent serment devant le tribunal de grande instance du lieu de leur domicile.

L'inspection des matières nucléaires s'inscrit dans une logique de contrôle de deuxième niveau dans la mesure où la réglementation rend au premier chef responsable de la protection physique l'exploitant ou le transporteur. Il s'agit par ailleurs d'une inspection de conformité qui peut conduire à la mise en évidence d'écarts par rapport à la réglementation, aux études de sécurité, aux engagements de l'exploitant et du transporteur, aux demandes du service CMN résultant de précédentes inspections.

Elle résulte d'un programme annuel proposé par le DSMR au service CMN, élaboré et arrêté en fonction de paramètres tels que la sensibilité des installations (celles de catégorie I font l'objet chaque année d'une première inspection pour ce qui concerne la protection physique et d'une seconde s'agissant du suivi et de la comptabilité des matières nucléaires) ou les conclusions des contrôles précédents. Cela n'empêche naturellement pas qu'il soit procédé à des inspections hors programme, dites « réactives », dès lors qu'un événement particulier, constituant une anomalie estimée préoccupante, l'exige.

3.1. L'inspection des matières nucléaires détenues dans les installations

L'inspection des matières nucléaires détenues dans les installations, quelles qu'en soient la nature et la catégorie, fait en principe l'objet d'une notification préalable adressée par le service CMN à l'exploitant, indiquant les thèmes qui seront abordés au cours du contrôle.

L'inspection d'une installation peut avoir un objectif général : s'assurer que l'exploitant respecte la réglementation et les dispositions sur lesquelles il s'est engagé dans ses correspondances. Elle peut aussi être plus ciblée et dans ce cas portera sur des thèmes précis tels que le contrôle des matières nucléaires avec ou sans mesures physiques, la vérification du bon fonctionnement et de la fiabilité des différents dispositifs de protection physique, l'examen des procédures d'accès à l'installation ou aux locaux de stockage des matières nucléaires, le contrôle de la comptabilité de l'exploitant, etc. Certaines inspections peu-



Inspection des clôtures sur le site de Cadarache

vent également porter sur une phase déterminée de l'exploitation d'une installation (par exemple, la réalisation d'un inventaire physique, la réception ou l'expédition de matières nucléaires).

Lors de la réunion de synthèse qui clôt l'inspection, le chef de mission établit et signe un procès-verbal, résumant les principaux constats effectués lors du contrôle, co-signé par le représentant qualifié de l'exploitant qui peut y inscrire ses remarques. Un exemplaire du document est remis à l'exploitant, l'autre est adressé au service CMN.

A l'issue de l'inspection, le DSMR élabore un rapport d'inspection qui, assorti de propositions de mesures correctives au regard des anomalies constatées, est transmis au service CMN (le rapport d'inspection n'est pas adressé à l'exploitant). Ce service l'analyse, puis notifie à l'exploitant les conclusions de l'inspection qu'il estime devoir retenir, auxquelles il associe, le cas échéant, des demandes d'actions. Il appartient dès lors à l'exploitant de leur donner la suite appropriée dans les délais qui lui sont impartis et d'en rendre compte au service CMN. Ce dernier peut soumettre la réponse de l'exploitant à l'analyse du DSMR.

En tout état de cause, la mise en œuvre effective des mesures prises par l'exploitant pour répondre aux demandes du service CMN fait l'objet d'une vérification, soit particulière, soit lors de la prochaine inspection de l'installation concernée.

3.2 L'inspection des transports de catégorie I

L'inspection des transports de matières nucléaires classées en catégorie I comporte

deux facettes : l'une est le contrôle des conditions d'exécution des mouvements, l'autre est l'inspection technique des véhicules agréés pour le transport de ces matières.

Dans les deux cas, et comme pour les installations, l'inspection des transports nucléaires donne lieu à l'établissement d'un rapport par le DSMR, transmis au service CMN qui en notifie les conclusions, assorties de demandes d'actions correctives si nécessaire, au transporteur. La prise en compte de ces demandes est vérifiée lors d'un contrôle ultérieur.

3.2.1 L'inspection des conditions d'exécution des transports

Les inspections portant sur les conditions d'exécution des transports sont toujours inopinées car elles ont pour objet de vérifier, en temps réel, que l'équipage du véhicule ne commet pas de faute ou d'erreur au regard de la réglementation applicable.

En règle générale, les inspecteurs procèdent à un suivi du convoi à distance avant de l'intercepter. Ce suivi n'a pas tant pour objectif de s'assurer que les données figurant dans le préavis de transport adressé à l'EOT par le transporteur sont respectées, s'agissant en particulier de l'horaire et de l'itinéraire prévus (le suivi du transport exercé depuis et par l'EOT suffit à cela), que de vérifier l'application sur le terrain de certaines instructions, émanant du service CMN ou approuvées par ce dernier, que la station de suivi n'est pas à même de contrôler par elle-même. L'on citera à titre d'exemple les conditions du franchissement des péages d'autoroute et du passage des frontières, des relèves d'escorte de la gendarmerie nationale, de réception et de stationnement protégé des convois dans les gîtes d'étape lors des haltes repas et pour la nuit, ou encore le fait que lors d'un arrêt sur la voie publique, quel qu'en soit le motif, un seul membre de l'équipage descende du véhicule, le second devant toujours demeurer, pour des raisons de sécurité, dans la cabine de conduite du tracteur.

En ce domaine également, les inspections peuvent porter sur un point particulier de la réglementation. C'est le cas notamment de l'examen des conditions de protection des colis dans les aéroports lorsque le transport comporte une phase aérienne. Enfin, dans le cas particulier du plutonium, il convient de

citer les contrôles pratiqués dans le port de Cherbourg, phase finale d'un long processus, lors des expéditions à destination du Japon d'oxyde poudre (1984, 1992) et de combustible MOX (1999).

L'interception des convois par les inspecteurs des matières nucléaires obéit à une règle qui ne souffre aucune exception : elle s'opère toujours lors d'un arrêt obligé du convoi (arrivée, gîte d'étape, frontière, relève de l'escorte, etc.). En effet, la sécurité de la matière transportée est optimale tant que le véhicule roule et, dès lors, il est essentiel que l'inspection ne porte pas atteinte à ce principe.

3.2.2. L'inspection technique des véhicules de transport des matières nucléaires de catégorie I

La décision d'agrément, prise en application de l'article 22 du décret du 12 mai 1981, d'un matériel (tracteur, semi-remorque et/ou camion) destiné au transport des matières nucléaires relevant de la catégorie I (et de la catégorie II) est le constat de sa conformité à la réglementation à l'issue du processus de sa conception et de sa fabrication.

Encore est-il nécessaire de s'assurer que cet état nominal de sécurité perdure, sans dégradation de nature à mettre en cause la protection des colis, tant que le moyen de transport construit est exploité. Il s'agit ici de vérifier non seulement le bon fonctionnement des équipements spéciaux de protection embarqués, mais aussi l'ensemble des documents qui leur sont associés dans le cadre de l'assurance qualité, notamment les procédures afférentes :

– à la préparation et à l'utilisation des véhicules et des systèmes de protection, donc également à la formation et aux consignes dispensées au personnel tant de maintenance que de conduite ;

– à la maintenance proprement dite des moyens, tout particulièrement en ce qui concerne les méthodes de détection, de traitement et de traçabilité des anomalies par le transporteur au cours de ses propres contrôles, ainsi que la prise en compte de l'expérience ainsi acquise.

Ce contrôle documentaire présente de fait l'intérêt de permettre une appréciation qualitative dans la durée du système de maintenance mis en place par le transporteur. Il complète ainsi utilement celui des véhicules qui n'a qu'une valeur limitée dans le temps.

Si les inspections techniques procèdent du programme annuel arrêté par le service CMN sur proposition du DSMR, elles peuvent aussi être motivées par les interventions, même de nature purement mécanique, que le transporteur envisage d'engager sur ses moyens et dont il doit préalablement informer ce service. En toute hypothèse, chaque inspection est une opération relativement complexe qui requiert une journée au moins, parfois deux. Elle implique la mise en œuvre d'appareils spécifiques de contrôle du bon fonctionnement des équipements de protection développés par le DSMR ou par certains fournisseurs.

Comme pour les autres inspections, les inspections techniques donnent lieu à la rédaction d'un rapport, suivi de la notification des constats effectués au transporteur. Dans les cas où les anomalies sont estimées susceptibles de mettre en cause la protection des matières transportées, le service CMN procède à la suspension temporaire de l'agrément du matériel considéré dans l'attente de sa remise au niveau réglementaire exigé et en avise le transporteur. Bien évidemment, les réparations exécutées par le transporteur font l'objet d'un contrôle de conformité avant que la suspension de l'agrément ne soit levée.

Les accords internationaux de traitement et d'élimination du plutonium militaire en excès des besoins de défense

par **Olivier Caron**, sous-directeur du désarmement et de la non-prolifération nucléaires, ministère des affaires étrangères

Le devenir des matières fissiles militaires déclarées par les États-Unis et la Russie, depuis la fin de la guerre froide, en excès des besoins de défense constitue un enjeu essentiel de désarmement et de non-prolifération. Les solutions retenues pour le traitement de ce problème politique et stratégique majeur reposent principalement sur la transformation du plutonium militaire en combustible MOX destiné à être irradié dans des centrales électronucléaires civiles. Elles consacrent ainsi dans une large mesure la place importante que devra jouer dans ce dossier l'industrie nucléaire civile.

Ces deux considérations – l'aspect de non-prolifération et la nécessité d'une assistance internationale à la mise en œuvre de ce programme en Russie, qui nécessite un schéma industriel et financier de grande ampleur – expliquent que, au delà du contexte bilatéral russo-américain, le G8 se soit saisi de cette question, comme l'ont encore solennellement rappelé les chefs d'États et de gouvernements réunis au sommet d'Okinawa en juillet dernier. La France, qui s'est engagée très tôt dans l'assistance au démantèlement des armes russes et a très largement contribué à élaborer des solutions techniques crédibles, entend rester particulièrement présente sur ce dossier.

Les enjeux : gérer les stocks de matières fissiles déclarées inutiles aux besoins de défense depuis la fin de la guerre froide

Le démantèlement des armes nucléaires, à la suite de l'entrée en vigueur des accords START I à partir de la fin 1994, libère chaque année de vastes quantités de matières fissiles

inutilisées. L'entrée en vigueur des accords START II, qui devrait être facilitée par la récente décision de la Douma russe de ratifier le traité, devrait accélérer encore dans l'avenir ce processus.

Alors qu'une grande partie du stock russe d'uranium hautement enrichi d'origine militaire est destinée à être vendue et recyclée, selon les termes d'un accord bilatéral conclu entre Moscou et Washington en 1992, c'est le stock de plutonium militaire en excès (50 tonnes déclarées par les deux parties) qui réclame aujourd'hui le plus d'attention. Actuellement stockées, ces matières pourraient éventuellement être détournées à des



Missiles nucléaires – Air & Space Museum – Washington DC

fins criminelles ou réutilisées clandestinement dans des armes nucléaires. Dans un contexte de diffusion du savoir et de la technologie, l'un des seuls véritables obstacles à l'accès à l'arme atomique réside en effet dans l'obtention de matières fissiles de qualité militaire. C'est d'ailleurs l'un des soucis principaux des Etats proliférants qui font porter leurs efforts sur l'acquisition de ces matières.

Affecter les stocks considérables rendus désormais inutiles à une utilisation finale sûre, et éviter leur détournement, leur réutilisation voire la reconstitution de l'arsenal nucléaire russe, constitue donc une dimension essentielle de la non-prolifération. Cela représente également une étape d'accompagnement indispensable des accords de désarmement.

Les solutions retenues : une part essentielle reconnue à la conversion du plutonium militaire en combustible MOX

Lors du sommet Clinton/Eltsine de septembre 1998, les deux présidents ont signé une « déclaration sur les principes de gestion et d'utilisation du plutonium militaire en excès », qui prévoit le retrait par étapes, par chacun des deux pays, d'environ 50 tonnes de plutonium de leurs armes nucléaires, puis leur dénaturation, soit par irradiation dans les réacteurs existants, soit par immobilisation dans les déchets de haute activité.

Cette déclaration politique a été récemment formalisée en septembre 2000 par la signature d'un accord intergouvernemental bilatéral entre la Russie et les Etats-Unis sur l'élimination de ces matières. Il définit le cadre juridique de cet engagement, qui impose un parallélisme de la démarche, sa portée (fixée aujourd'hui à 34 tonnes de matières de qualité militaire de chaque côté), l'échéancier, ainsi que l'organisation de la gestion et de l'élimination des matières. Pour le volet américain, la primauté de la conversion en MOX est reconnue, puisqu'elle concernera 25 tonnes sur les 34 éliminées. Le reste devrait être immobilisé. Cet engagement est remarquable si l'on conserve en mémoire l'opposition traditionnelle des Etats-Unis envers le recyclage du plutonium. Les Russes, qui n'ont pas la même hostilité de principe vis-à-vis du retraitement et souhaitent à l'in-

verse valoriser ce qu'ils considèrent comme un trésor national, ont pour leur part prévu d'irradier dans des réacteurs sous forme de MOX la totalité des 34 tonnes concernées par l'accord.

Outre la valorisation énergétique de la matière qu'elle permet, cette solution de conversion du plutonium en combustible MOX se justifie avant tout par des considérations de non-prolifération. Elle est la seule à garantir véritablement l'impossibilité d'une utilisation future du plutonium à des fins militaires :

- elle est plus pérenne que des garanties purement politiques ou juridiques (mise sous contrôle international de ces stocks, que ce soit par l'AIEA ou par un mécanisme ad hoc) qui peuvent être levées ;

- par rapport à la solution alternative de la vitrification et de l'immobilisation, elle permet une véritable irréversibilité du passage du militaire au civil (en entraînant une dégradation irréversible de la composition isotopique du plutonium, ce qui le rend définitivement impropre à un usage militaire).

La coopération internationale : le rôle de la France et l'engagement du G8

La France a très largement contribué à faire reconnaître cette solution de conversion du plutonium militaire en excès comme crédible et la plus adaptée. Les décisions russe et américaine de septembre 2000 n'ont en effet pu être prises que parce que la grande majorité des questions techniques a pu être auparavant étudiée, et, dans une très large mesure, déjà résolue. La France a joué un rôle majeur en ce sens. Elle s'est en effet engagée très tôt sur cette question, en signant dès 1992, à titre bilatéral, un accord de coopération avec la Russie dans le domaine de l'aide au démantèlement des armes nucléaires russes, baptisé AIDA. Ce dernier a abouti à la définition de l'ensemble du procédé de recyclage du plutonium comme combustible MOX destiné à être irradié dans les réacteurs VVER 1000 et BN 600 situés en Russie. Après l'achèvement de cette première phase, AIDA s'est élargi avec la signature en 1998 de l'accord trilatéral AIDA-MOX II, qui associe désormais l'Allemagne à la Russie et la France. La Belgique et l'Italie, qui ont annoncé leur souhait de participer, devraient pouvoir prochainement

nement les rejoindre. Dans le cadre de ces programmes, la France a ainsi déjà engagé 460 millions de francs sur plusieurs années dans ce domaine. Les autorités françaises ont annoncé récemment qu'elles seraient prêtes, dans la perspective de la concrétisation de l'initiative internationale du G8, à consentir un effort comparable dans les prochaines années.

Par ailleurs, un vaste effort de coopération internationale est apparu nécessaire pour mettre en place un plan de financement crédible et un cadre multilatéral cohérent destinés à faire aboutir le programme en Russie. Dès 1996, une conférence d'experts internationaux organisée à la suite du sommet nucléaire de Moscou a marqué l'engagement du G8. Celui-ci a été solennellement réaffirmé au niveau des chefs d'Etats et de gouvernements, notamment au sommet de Cologne de 1999 et, récemment, à celui d'Okinawa en juillet 2000. Selon le communiqué final de ce dernier, l'objectif est désormais d'aboutir pour le sommet de Gênes de 2001 à « l'élaboration d'un plan de finance-

ment international pour la gestion et l'élimination du plutonium russe selon un projet détaillé, ainsi qu'un cadre multilatéral pour coordonner cette coopération ». L'accord bilatéral russo-américain de septembre 2000 en reconnaît également la nécessité. A cette fin, outre l'effort français, certains des principaux Etats qui seront amenés à devenir les principaux contributeurs au projet, dont les Etats-Unis et la Grande-Bretagne, ont déjà annoncé des engagements financiers significatifs. De son côté, l'Union européenne a adopté en décembre 1999 une action commune prévoyant un soutien politique et financier au programme d'élimination du plutonium militaire russe en excès.

Que se soit à titre bilatéral, européen, ou dans le cadre du G8, la France, qui s'est engagée très tôt dans l'assistance au démantèlement des armes russes, entend rester très présente sur ce dossier et est aujourd'hui décidée à continuer à jouer le rôle important qui a déjà été le sien pour la réussite de ce programme ambitieux.

La reprise des cuves plutonifères du laboratoire de chimie du plutonium du centre CEA de Fontenay-aux-Roses

par Pierre Maynadier, chef de l'INB 57 – Laboratoire de chimie du plutonium

Les activités de recherche et développement liées au retraitement de combustibles irradiés étaient réalisées, depuis 1961, sur le centre CEA de Fontenay-aux-Roses dans le laboratoire de chimie du plutonium (INB 57). Elles ont été arrêtées le 30 juin 1995 pour être transférées sur le centre CEA de Marcoule.

Les travaux d'assainissement ont commencé à cette date et ce changement d'activité dans l'INB 57 a nécessité la révision du référentiel de sûreté (juin 1995). Les révisions des rapports de sûreté et règles générales d'exploitation de l'INB 57 ainsi que le programme des opérations d'assainissement ont été soumis à l'Autorité de sûreté et présentés, le 5 février 1997, devant le Groupe permanent d'experts chargé des usines.

Une des opérations majeures du programme d'assainissement concerne la vidange et le rinçage des cuves plutonifères de l'installation puis leur décontamination pour préparer leur démantèlement. Les deux objectifs essentiels de décontamination sont d'une part la réduction des niveaux d'irradiation pour privilégier le démantèlement au contact de ces cuves, et d'autre part la minimisation de la radioactivité des déchets générés pour les rendre compatibles avec un stockage de surface.

Les cuves plutonifères de l'INB 57

Deux types de cuves ont été utilisées dans l'installation :

– les cuves procédé situées en boîtes à gants ou sous les plans de travail des cellules blindées qui constituaient les capacités nécessaires aux expérimentations. L'installation dispose au total de 72 cuves procédé de volu-

me compris entre 16 et 300 litres. L'ensemble représente une capacité totale de 8,5 m³ ;

– les cuves d'effluents assurant la collecte des solutions et permettant leur évacuation de l'installation. La règle d'exploitation des effluents liquides de l'INB 57 a toujours été de récupérer au maximum les matières fissiles (en particulier le plutonium) et de ne rejeter dans les cuves d'effluents que de faibles quantités de matières fissiles, compatibles avec les normes d'évacuation de ces effluents.

On dénombre 14 cuves d'effluents de volume compris entre 500 et 2000 litres, pour un total de 18,5 m³.

Parmi ces deux types de cuves, celles dans lesquelles ont transité des matières fissiles en quantités significatives sont désignées par la suite sous le terme de « cuves plutonifères ».

La gestion du risque de criticité des cuves plutonifères

Les règles de gestion du risque de criticité dans l'INB 57 reposent sur un contrôle par la masse de matières fissiles.

Chaque laboratoire (à l'exception de deux cellules), classé en catégorie A, ne peut contenir qu'une masse de matières fissiles inférieure à 350 g d'équivalent ²³⁹Pu. Le plutonium, quelle que soit sa composition isotopique, est comptabilisé comme ²³⁹Pu. Tout transfert de matière nucléaire entre laboratoires est précédé par l'établissement d'une fiche de mouvement permettant d'autoriser ou de refuser le transfert envisagé.

L'ensemble des cuves procédé situées dans un même laboratoire ne peut donc contenir au total plus de 350 g d'équivalent ²³⁹Pu.

Chaque ensemble de cuves d'effluents est classé en catégorie A et est soumis aux mêmes contraintes de limitation de leur contenu en matières fissiles.

La gestion du risque de criticité pendant l'opération de décontamination des cuves plutonifères fera l'objet de règles particulières (voir ci-après).

L'évacuation des effluents de l'INB 57

Lors de l'arrêt des activités de recherche à mi 95, l'INB disposait d'un stock d'effluents d'environ 10 m³ dont l'évacuation vers l'Atelier de vitrification de Marcoule (AVM), exigeait un double traitement :

- la récupération du plutonium dans les lots contenant des quantités pondérales. Le procédé utilisé (extraction chromatographique du plutonium, précipitation sous forme d'oxalate puis calcination) était parfaitement connu et utilisé pour les expériences de R&D antérieures. Il permet d'obtenir une forme chimique stable du plutonium (oxyde) avant évacuation de l'INB ;

- la réduction des teneurs en ions sulfate, phosphate et chlorure des effluents à évacuer vers l'AVM pour respecter les spécifications de cet atelier. Le procédé utilisé (précipitations successives des anions avec des cations spécifiques) a été développé par l'installation entre 1993 et 1995.

La récupération du plutonium s'est terminée en 1999 et 14 m³ environ d'effluents HA ont déjà été évacués vers l'AVM. Moins de 2 m³ restent à traiter pour mise aux normes de l'AVM avant évacuation.

L'assainissement des cuves plutonifères

A la suite des opérations de vidange et de rinçage des cuves plutonifères, le procédé retenu pour l'assainissement consiste en une attaque par une solution très oxydante de cérium IV. Ce traitement, expérimenté avec succès pour la décontamination de déchets métalliques, permet la mise en solution de nombreux composés chimiques (en particulier les matières organiques et le plutonium qui pourraient être des constituants des dépôts) ainsi que l'érosion de quelques microns des parois des cuves en acier inoxydable.

La gestion du risque de criticité lors de l'assainissement des cuves plutonifères

Le Groupe permanent avait recommandé que « l'assainissement des cuves plutonifères et d'effluents MA, HA et THA mettant en œuvre des réactifs ou des modes opératoires non prévus dans le rapport de sûreté fasse l'objet d'une procédure générique étayée par une étude de sûreté soumise à autorisation ».

L'INB 57 a donc établi une procédure et une fiche de sûreté relatives au procédé de décontamination retenu qui ont été transmises à l'Autorité de sûreté après examen en Commission locale de sûreté sécurité. A la suite de l'examen de ces documents, la DSIN a autorisé l'INB 57 « à procéder aux opérations de décontamination fondées sur l'utilisation du cérium IV comme agent décontaminant ».

Le risque de criticité est maîtrisé lors de cette opération selon les principes suivants :

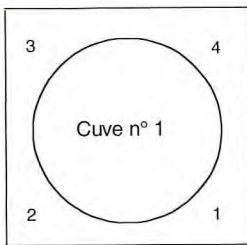
- une évaluation enveloppe du contenu résiduel en matière fissile de chacune des cuves a été établi, sur la base de son historique et des hypothèses les plus pessimistes. La valeur maximale obtenue (900 g de plutonium) a été retenue pour l'ensemble des cuves ;

- une concentration en poison neutronique (gadolinium) permettant de rendre sous-critique, avec les marges de sécurité usuelles, la masse résiduelle maximale de 900 g de plutonium sera systématiquement maintenue dans la cuve pendant l'opération de décontamination ;

- l'agent de décontamination (cérium IV) sera introduit en quantité limitée à celle pouvant dissoudre au maximum 350 g de plutonium (il est supposé ici que le Ce IV est entièrement utilisé pour dissoudre le plutonium).

Le programme d'assainissement des cuves plutonifères

Pour préparer le premier essai de décontamination de la cuve n° 1 du hall 10, l'INB a procédé, après vidange de la cuve, à différentes opérations de rinçages et caractérisations (profils des débits de doses sur 4 génératrices extérieures, spectrométrie gamma, mesure de l'émission neutronique, visualisation de l'irradiation par gamma-caméra).

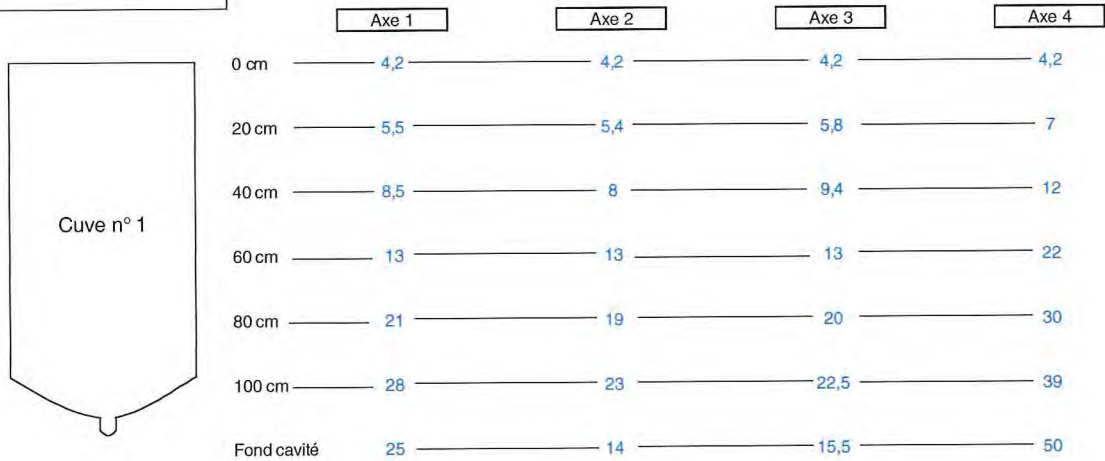


INB 57 - Cuve n°1 du Hall 10

Etat de la cuve avant assainissement

Débits de dose en mSv/h

Mesures FAR/SPRE/SRI de juillet 2000



Les résultats essentiels de ces opérations sont les suivants :

- après 3 rinçages successifs avec un volume mis en jeu égal à 2 fois la capacité de la cuve, le niveau d'irradiation a été réduit d'un facteur 10 environ et n'évolue plus ;
- le débit de dose au contact du toit de la cuve est de 4 mSv/h ;
- un dépôt irradiant, visualisé par gammacamera, est localisé sur le fond bombé de la cuve ;
- l'irradiation est essentiellement due au ^{137}Cs ;
- l'émission en neutrons est très faible et proche des limites de détection.

Au vu de ces résultats, le programme de décontamination retenu consiste en deux attaques successives de cette cuve selon le procédé décrit ci-dessus en utilisant un volume réduit de solution (environ 20 % de la capacité de la cuve), chaque attaque étant suivie d'une caractérisation (analyse des solutions de décontamination, profils des débits de dose et visualisation par gammacamera).

Les résultats des essais, qui seront transmis à l'Autorité de sûreté, permettront de définir le mode opératoire générique qui sera appliqué à l'ensemble des cuves plutonifères de l'INB.



INB 57 – Cuve n° 1 du Hall 10 – Etat de la cuve avant assainissement – Image du rayonnement gamma – Réalisé par UDIN/GRETS en septembre 2000

Récupération de substances contaminées au plutonium sur le site BNFL de Drigg dans le nord-ouest de l'Angleterre

par Ian J. Streatfield, the Environment Agency¹

Historique et cadre réglementaire

Le site exploité par British Nuclear Fuels (BNFL) à Drigg, dans le comté de Cumbria (voir photo 1), dans le nord-ouest de l'Angleterre, est surtout connu pour être le principal site au Royaume-Uni de stockage de déchets radioactifs solides de faible activité. Toutefois, entre 1959 et 1964, des substances contaminées au plutonium ont également été entreposées sur le site afin d'être stockées dans dix anciennes soutes de munitions datant de la seconde guerre mondiale, à l'ouest de la zone de stockage des déchets de faible activité. Ces déchets ont été produits lors des premiers programmes d'armement au Royaume-Uni et tous les éléments étaient réputés contenir plus de 3 g de plutonium. Ce stockage devait être une solution temporaire, en attendant la mise au point d'un procédé pour la récupération du plutonium.



Photo 1. Vue aérienne du site de Drigg

Entre 1979 et 1984, 5 000 fûts de 200 litres contenant des substances contaminées au plutonium ont été retournées à l'atelier de

retraitement de combustible de Sellafield, situé à 6 miles au nord, et 5 000 autres ont été transférés à un stockage dédié sur le site de Drigg. Ces travaux ont permis de vider cinq soutes de munitions, qui ont été démolies par la suite.

La photo 2 présente l'une des cinq soutes restantes après la réalisation de travaux récents en vue d'empêcher la pénétration d'eau et d'améliorer les conditions dans les soutes, qui ont été strictement contrôlées par l'organisme réglementaire.



Photo 2. Une soute contenant des substances contaminées au plutonium

Avant d'examiner les différentes étapes entre la récupération à Drigg et l'entreposage à Sellafield, il est nécessaire de présenter brièvement les trois autorisations différentes requises au Royaume-Uni avant qu'une entreprise, telle que BNFL, ne puisse construire et exploiter une installation destinée à traiter des déchets radioactifs². Les différents agréments et les organismes qui les délivrent sont décrits ci-dessous.

1. The Environment Agency, Ghyll Mount, Gillan Way, Penrith 40 Business Park, Penrith, Cumbria, Royaume-Uni, CA11 9BP, Tél. : +44 (0) 1867 866666 – Fax : +44 (0) 1768 892456 – e-mail : ian.streatfield@environment-agency.gov.uk.

2. En fait, il y a d'autres contraintes. Par exemple, une installation destinée aux déchets radioactifs devra également produire une étude d'impact, en application de la directive 85/337 (JO 1985 L175/40) modifiée.

Permis de construire

Selon la loi sur l'aménagement urbain et rural de 1990 et la réglementation afférente, les exploitants désireux de construire une nouvelle installation doivent être en possession d'un permis de construire délivré par une autorité d'aménagement locale (par exemple le Conseil du comté de Cumbria). Après avoir consulté de nombreux organismes publics, l'autorité d'aménagement prend sa décision. Dans le cas où elle donne son accord, celui-ci peut être assorti de certaines conditions. Par exemple, en 1989, un permis a été délivré pour un nouvel entreposage de déchets plutonifères sur le site de Sellafield. L'une des conditions était que BNFL reprenne tous les déchets plutonifères du site de Drigg au plus tard trois ans après la mise en exploitation du stockage. Cette échéance a depuis été repoussée à deux reprises, et la date d'enlèvement de tous les déchets plutonifères est maintenant fixée à fin 2006.

Autorisation d'élimination de déchets radioactifs et de rejet d'effluents radioactifs

Conformément à la loi sur les substances radioactives de 1993 (RSA93), modifiée par la loi sur l'environnement de 1995 et, plus récemment, par la législation relative à la transposition des dispositions applicables des normes de base de la directive Euratom 96/29, les exploitants doivent obtenir une autorisation préalable pour le stockage de déchets sur ou provenant d'un site nucléaire. En Angleterre et au Pays de Galles, ces autorisations sont délivrées par l'Agence de l'environnement (l'Agence). Les autorisations suivantes ont été délivrées pour le site de Drigg :

- le stockage de déchets radioactifs solides de faible activité³ dans des casemates en béton spécialement étudiées, ainsi que le rejet d'eau de lixiviation contaminée à partir de tranchées de stockage préexistantes vers la Mer d'Irlande, par une tuyauterie ;
- le rejet de poussières, d'aérosols et de gaz radioactifs dans l'atmosphère ;

3. Sont définis comme déchets de faible activité les déchets radioactifs solides ayant une activité alpha inférieure à 4 GBq/t et une activité bêta-gamma inférieure à 12 GBq/t.

- l'évacuation de déchets de faible activité vers le site de Sellafield ;
- l'évacuation de déchets plutonifères vers le site de Sellafield.

Autorisation d'exploitation

Selon la législation britannique (loi sur la santé et la sécurité au travail de 1974), les employeurs sont responsables de la sécurité de leur personnel et du public. En ce qui concerne les installations nucléaires, cette responsabilité est renforcée par la loi sur les installations nucléaires de 1965, modifiée. Selon cette loi, un site ne peut comporter une installation nucléaire que si l'Organisme de santé et de sécurité a délivré une autorisation à son exploitant. Les demandes d'autorisation sont traitées par la Direction de la sûreté nucléaire qui dépend de l'Organisme de santé et de sécurité. L'autorisation est soumise à certaines conditions et l'utilisateur doit démontrer à l'Organisme de santé et de sécurité qu'il est en mesure d'y satisfaire.

Reprise des déchets

Les déchets plutonifères demeurant dans les soutes de munitions comprennent plusieurs éléments de taille et de poids différents, allant de 50 kg à plus de 9 t. Par ailleurs, la teneur en matières fissiles et radioactives est en grande partie inconnue. Compte tenu des conditions à l'intérieur des soutes de munitions, une analyse sur le terrain n'est pas réalisable. Ainsi, BNFL s'est vu dans l'obligation de fournir une démonstration de sûreté afin d'obtenir de l'organisme réglementaire (l'Inspection des installations nucléaires) un accord pour le déplacement des caisses non caractérisées.

La reprise à partir des soutes de munitions s'effectue par l'intermédiaire d'une installation de récupération modulaire, qui fournit un confinement du procédé ainsi que :

- une salle de commande,
- des zones pour la réception et le transfert des substances contaminées au plutonium,
- des vestiaires,
- des installations de ventilation et de filtration de l'air (filtres de très haute efficacité) pour le traitement des rejets atmosphériques.

Chaque élément fait l'objet d'une évaluation des risques préalablement à son évacuation vers l'extension modulaire. Les caisses sont alors soigneusement examinées avant d'être reconditionnées et chargées dans des emballage ; les éléments dont les dimensions le permettent sont placés dans des fûts de 200 ou 400 litres.

Avant d'être transférés à Sellafield, tous les colis de déchets font l'objet d'une analyse non destructive comprenant une spectroscopie gamma haute résolution et un comptage neutronique passif pour confirmer la teneur en produits fissiles et s'assurer que les déchets seront compatibles avec le domaine de validité des autorisations délivrées pour les colis et les transferts.

Transfert

Le transfert de déchets plutonifères de Drigg vers Sellafield est conforme à l'autorisation (de transfert) délivrée par l'Agence pour l'environnement. Les limites annuelles actuelles sont les suivantes :

	Limite annuelle
Activité	alpha 1 000 TBq bêta 10 000 TBq
Volume	1 000 m ³

Les déchets sont transportées dans des emballages de type B agréés par le ministère britannique de l'environnement, du transport et des régions. En attendant leur traitement, les fûts de déchets plutonifères qui ont été transférés sont placés dans des entrepôts spécialement étudiés, dont la description détaillée est donnée ci-dessus.

Procédé de traitement

Les fûts et les caisses seront traités dans l'usine de traitement des déchets de Sellafield avec d'autres substances contaminées au plutonium produites sur le site de Sellafield. Les déchets conditionnés en fûts sont soumis à d'autres analyses non destructives et à une radiographie en temps réel, afin de détecter la présence d'éléments interdits (liquides, bombes aérosol, etc.), ainsi que d'autres élé-

ments pouvant être incompatibles avec un compactage à pression élevée. Les fûts conformes sont envoyés au poste de compactage. Quelque 4 000 fûts ont déjà été compactés dans le cadre de la mise en service actif.

Les fûts contenant des éléments interdits ou pour lesquels le compactage ne conviendrait pas seront transférés à une cellule de désintégration où de tels fûts et les éléments de grandes dimensions sont découpés ou démantelés. La cellule de désintégration est toujours inactive, dans l'attente d'un réexamen de la stratégie relative aux substances contaminées au plutonium sur le site de Sellafield. Si le réexamen conclut en faveur de la poursuite de l'exploitation de l'usine de traitement des déchets dans sa forme actuelle, la désintégration sera réalisée avec un manipulateur équipé d'outils tels que des cisailles, des scies, des grignoteuses et des perceuses. Certains éléments seront soumis à des analyses à l'intérieur de la cellule, afin d'en établir la teneur en produits fissiles et, selon le cas, la teneur en uranium. Les éléments acceptables seront chargés dans de nouveaux fûts de 200 litres. Lorsque les fûts seront remplis ou auront atteint leur limite de masse ou de teneur en produits fissiles, ils seront envoyés au poste de compactage.

Les fûts sont transférés par un sas dans la boîte à gants du compacteur à pression élevée. Lors de son arrivée dans la boîte à gants, le fût est positionné dans le compacteur et une cale est placée par dessus. Le cycle de compactage est démarré et la presse le soumet à un effort de 2 000 tonnes. A la fin du cycle de compaction, la cale est retirée et le fût compacté est transféré à un poste de mesure où sa hauteur est mesurée et enregistrée. Le fût compacté est alors chargé dans un fût en acier inox de 500 litres au moyen d'une pince. Lorsque le niveau de remplissage physique ou fissile du fût est atteint, le fût est transféré à la zone de cimentation.

Les fûts pour produits sont cimentés avec un laitier de ciment et de cendres pulvérisées avant la mise en place du couvercle. Après durcissement du laitier et, le cas échéant, contrôles et décontamination du fût, celui-ci est transféré à un entrepôt.

Entreposage

L'entreposage de longue durée des déchets plutonifères après traitement, en attente d'une évacuation vers un futur stockage définitif national, s'effectue dans les entreposages de fûts spécialement étudiés à Sellafield. Ceux-ci sont constitués de bâtiments qualifiés au séisme⁴ d'un étage, comprenant chacun huit travées. Leur capacité nominale est de 20 000 fûts de 2 000 litres dans chaque entreposage. Ces entreposages équipés de systèmes de ventilation spécialement étudiés pour limiter les rejets atmosphériques et réduire la corrosion des fûts.

4. Pour résister à des accélérations linéaires au niveau du sol de 0,25 g.

Conclusion

Des déchets plutonifères ont été entreposés sur le site de Drigg dans d'anciennes soutes de munitions depuis les années 50. Bien que plusieurs soutes aient été vidées au début des années 80, on a pu observer au fil du temps, dans les cinq soutes restantes, la pénétration d'eau de pluie et la dégradation du conditionnement. BNFL vient d'entreprendre un vaste projet d'études pour évacuer les déchets de Drigg, mais il reste encore beaucoup à faire pour satisfaire aux exigences réglementaires et respecter le délai de 2006 fixé pour l'achèvement des opérations de reprise.

Fabrication de crayons MOX en vue du stockage direct pour l'élimination des surplus de plutonium

par **Michael Sailer**, ingénieur, directeur adjoint coordonnateur du Département de sûreté et de technologie nucléaire, et **Christian Küppers**, physicien chef adjoint du Département de sûreté et de technologie nucléaire – Oeko Institute e.V., Darmstadt (Allemagne)

Par le passé, une quantité importante de plutonium a été extraite de combustibles usés allemands, surtout par leur retraitement en France, et ce plutonium n'a toujours pas été réutilisé sous forme de combustible MOX dans des centrales nucléaires. La majeure partie du plutonium est stockée sous forme de poudre de PuO_2 , en France et en Belgique. Par ailleurs, il existe du plutonium allemand sous forme de combustible MOX neuf ayant une teneur relativement élevée en plutonium, fabriqué pour le réacteur rapide de Karlsruhe, mis à l'arrêt définitif, et celui de Kalkar qui n'a pas été mis en service. Une partie de ces substances, en particulier la chatte de production, ne peut être entreposée sur une longue durée sans qu'il soit procédé à un réexamen périodique du conditionnement ou à une élimination soigneuse des contaminants. Un système de traitement qui permet d'obtenir un produit pouvant être entreposé pendant de longues périodes s'avère donc nécessaire. La mise au point d'un tel système de traitement soulève la question de savoir si le produit convient également pour le stockage définitif. Dans ce cadre, la politique allemande consiste à mettre au point une technique alternative de fabrication de crayon MOX et à l'utiliser pour fabriquer des produits spéciaux contenant du plutonium convenant au stockage de longue durée.

Lors d'un atelier organisé en janvier 2000 par la Commission allemande de sûreté des réacteurs (RSK), le ministère fédéral pour l'environnement, la protection de la nature et la sûreté des réacteurs (BMU), la ville de Hambourg et le centre de recherches de Julich, une réflexion en profondeur a été

engagée sur la situation et la politique allemandes [1]. Les aspects techniques spécifiques furent aussi débattus au cours de l'atelier, tels que les garanties et la sûreté-criticité dans un stockage définitif. Ont participé à l'atelier des autorités allemandes, des exploitants de centrales nucléaires, des industriels et des scientifiques. L'avis général a été qu'un stockage définitif de plutonium non irradié serait réalisable, que cette option devrait être développée, et qu'une partie au moins du plutonium allemand devrait être traitée en vue de son entreposage et, par la suite, d'un stockage définitif direct. Selon les présentations de M. Closs, du centre de recherche de Karlsruhe [2], et de M. Weh, de la société de service nucléaire (GNS) [3], il n'existe aucun obstacle insurmontable au stockage définitif direct de plutonium non irradié dans les domaines des garanties de non-prolifération et de la sûreté-criticité.

En matière de garanties et de sûreté-criticité, il faut préciser que la démarche allemande de stockage définitif de déchets hautement radioactifs prévoit d'utiliser l'installation de stockage également pour le stockage définitif direct d'éléments de combustibles usés (MOX et uranium). Le stockage définitif contiendra donc au moins plusieurs dizaines de tonnes de plutonium, quelles que soient les évolutions dans l'utilisation du MOX, la politique de retraitement ou le calendrier de mise à l'arrêt définitif des réacteurs nucléaires allemands. En principe, un stockage définitif étudié pour le stockage de combustibles irradiés allemands conviendrait aussi pour le stockage de quantités plus importantes de combustible MOX non irradié. L'on peut s'attendre à ce qu'une céra-

mique non irradiée soit plus stable sur de longues périodes que la céramique de combustibles irradiés. Grâce à un système étudié de mise en place prévoyant notamment la dilution de matières fissiles avec de l'uranium 238 dans certaines parties du stockage, la maîtrise du risque de criticité peut être assurée.

En 1999, l'Oeko Institut a présenté des options pour le devenir du surplus de plutonium de retraitement qu'il étudiait depuis une dizaine d'années, dans le cadre d'un projet pour la ville de Hambourg [4]. Les résultats de ces études furent aussi présentés à une réunion technique de l'Agence internationale de l'énergie atomique [5]. Nous avons proposé comme une possibilité la fabrication de crayons de stockage MOX. Cette option est, à notre avis, la meilleure, surtout dans le contexte allemand. Cette opinion est partagée par le BMU et a également été mise en avant par M. Janberg, de GNS, lors de l'atelier de Jülich [6] et, à quelques nuances près, par M. Closs [2].

La méthode des crayons de stockage comprend les étapes suivantes :

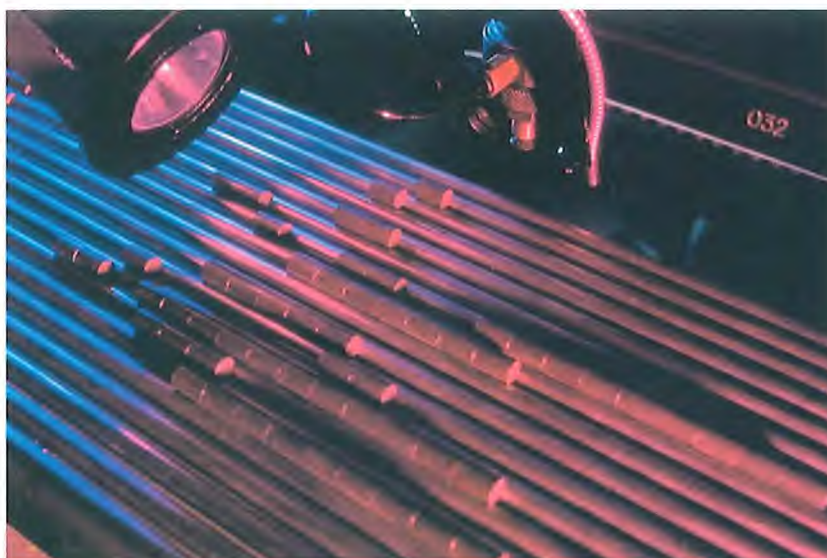
- la fabrication de pastilles céramiques MOX et de crayons de stockage d'une manière analogue aux procédés actuellement utilisés dans les installations de fabrication de combustible MOX. Les crayons pourraient être disposés en assemblages, mais ce n'est pas nécessaire pour leur entreposage et leur stockage définitif ;

- le transport de combustibles de stockage, de la même manière que pour le transport d'assemblages de combustible MOX neuf ;

- l'entreposage de combustibles de stockage. Pour son entreposage, le combustible de stockage peut être mélangé avec des crayons de combustibles irradiés ou des assemblages combustibles dans un emballage de stockage. Cette opération peut s'effectuer dans une centrale nucléaire ou une cellule chaude appropriée. Dans ces conditions, le combustible irradié constitue une source de rayonnements qui facilite la protection physique ;

- le stockage définitif des crayons de stockage avec les crayons de combustibles irradiés.

Avec cette méthode, on fabrique des crayons de combustible MOX, mais qui sont conçus pour un stockage définitif direct. Dans la mesure où leur irradiation dans un réacteur n'est pas prévue, il n'est pas nécessaire que les exigences associées à l'utilisation dans un réacteur soient respectées (par exemple la pression interne, l'exigence de stabilité dimensionnelle, les caractéristiques de la matière du gainage) lors de la fabrication de crayons de stockage. Cette simplification notable du procédé de fabrication permettra des réductions de coûts par rapport au combustible MOX courant. Des économies conséquentes peuvent aussi être réalisées par l'absence de montage d'assemblages. Les calculs contenus dans le document de référence [4] indiquent que ce procédé permettrait une réduction significative des coûts par rapport



Gros plan sur les pastilles de MOX

à la fabrication et à l'utilisation de combustible MOX, même si l'on prend en compte le coût du combustible uranium supplémentaire nécessaire (ou la valeur de l'énergie potentielle du plutonium).

La méthode des crayons de stockage est basée sur des techniques pour lesquelles l'Europe bénéficie d'une expérience technique considérable. Seules sont nécessaires pour le traitement du plutonium les installations existantes, c'est-à-dire les installations MOX situées en France, en Belgique et au Royaume-Uni. La possibilité d'entreposer le produit est assurée, puisqu'il est identique de ce point de vue au combustible MOX non irradié. En ce qui concerne la sûreté à long terme dans un stockage définitif, il n'existe aucune exigence complémentaire fondamentale. La méthode des crayons de stockage présente un autre avantage notable : le temps relativement court nécessaire pour traiter des quantités significatives de plutonium par cette méthode lorsque la décision est prise. Le dernier avantage, et non des moindres, que présente cette méthode est qu'elle est totalement indépendante de l'exploitation d'une centrale nucléaire.

Références

- [1] Reactor Safety Commission : Proceedings of the Workshop "Options of reuse and disposal of plutonium", Research Centre Julich, 13 to 14 January 2000, in print
- [2] K.-D. Closs : « Aspects de la sûreté d'un stockage définitif contenant des matières fissiles », dans [1] (en allemand)
- [3] R. Weh : « Garanties de nos proliférations et autres servitudes relatives au traitement du plutonium », dans [1] (en allemand)
- [4] Chr. Küppers, W. Liebert, M. Sailer : « Faisabilité de la vitrification du plutonium avec des concentrés de déchets fortement radioactifs et de la fabrication de crayons de stockage MOX pour le stockage définitif direct plutôt qu'une utilisation dans le combustible MOX », commandé par la ville de Hambourg, 1999 (en allemand)
- [5] Chr. Küppers : "Feasibility of Vitrification of Plutonium Together with High Active Waste Concentrate and Fabrication of MOX Storage Rods for Direct Final Disposal Instead of a Use of MOX Fuel for Further Handling of Separated Plutonium", Technical Committee Meeting on "Factors Determining a Long Term Back End Nuclear Fuel Cycle Strategy and Future Nuclear Systems", Vienna, 8 to 10 November 1999
- [6] K. Janberg : « Etapes nécessaires à la réalisation d'options en vue du traitement du plutonium », dans [1] (en allemand)

La prise en compte du plutonium dans les études de stockage en formation géologique profonde

par Jean-Michel Hoorelbeke, chef du projet HAVL (ANDRA)

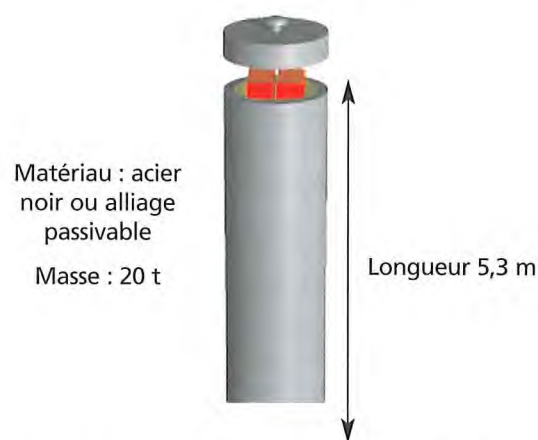
Objectifs et contexte des études

Les études du stockage en formation géologique constituent le deuxième des trois axes de recherche sur l'élimination des déchets radioactifs fixés par la loi du 30 décembre 1991. Ce programme de recherche vise à évaluer à l'horizon 2005 la faisabilité d'un stockage sûr en intégrant une logique de réversibilité. Le laboratoire de recherche souterrain de la Meuse permet d'étudier une formation argileuse située à une profondeur de 490 mètres. Les investigations scientifiques du site ont commencé dès la fin de l'année 1999 depuis la surface ; le fonçage des puits d'accès au laboratoire est en cours, leur achèvement est prévu à l'automne 2002. Parallèlement, une étude de faisabilité du stockage en milieu granitique est engagée : aucun site de recherche n'a pu être défini à ce jour, et l'étude s'appuie notamment sur l'expérience développée au plan international (Suède, Finlande, Canada, Suisse).

Les colis existants ou futurs pour lesquels l'ANDRA évalue la faisabilité du stockage sont définis, en quantité et en nature, avec les producteurs de déchets. L'étude vise à couvrir l'ensemble des déchets engagés par l'exploitation du parc électronucléaire français. Elle traite plusieurs hypothèses de gestion du cycle du combustible et du plutonium, qui se traduisent par la prise en compte de plusieurs formes possibles du plutonium :

- le stockage de combustibles UOX non retraités ;
- le stockage de combustibles usés MOX : dans un scénario de recyclage du plutonium avec stockage direct des combustibles MOX, près de 99 % du plutonium stocké le serait sous forme de combustible ;
- l'incorporation de plutonium dans les déchets de haute activité vitrifiés, en association avec les produits de fission et les actinides mineurs : le taux d'incorporation est

limité, pour ne pas altérer les propriétés de confinement de la matrice de verre.



Concept de conteneur de stockage de combustibles UOX

Les autres déchets à vie longue (déchets et effluents solidifiés résultant de l'exploitation des installations nucléaires, structures métalliques des assemblages combustibles retraités) contiennent des traces de plutonium : ils représentent, selon les scénarios, de l'ordre du pourcent de la quantité totale de plutonium susceptible d'être stocké.

Elaboration de concepts de stockage et analyse de sûreté

Dans le cadre du programme de recherche sur le stockage, des « concepts » d'installations potentielles de stockage ont été sélectionnés pour chaque type de colis. La finalité de ces concepts est de permettre l'analyse des principales questions scientifiques et techniques qui déterminent la faisabilité du stockage en formation géologique profonde. Ces concepts prévoient aujourd'hui une séparation des principales catégories de déchets, qui sont stockées dans des zones dédiées, et suffisamment éloignées les unes des autres pour minimiser les interactions physico-chimiques. C'est en particulier le cas des combustibles usés.

La sûreté des concepts de stockage doit être vérifiée pour chacune de leurs phases de vie. Ainsi, pendant l'exploitation du stockage, sont pris en compte les risques de dissémination accidentelle de matière radioactive, par exemple à la suite d'une chute de colis. La toxicité du plutonium intervient dans l'analyse de ces risques, qui s'effectue de manière comparable à l'approche retenue pour les installations nucléaires existantes.

A plus long terme, un risque étudié dans l'analyse de sûreté du stockage est constitué par l'arrivée progressive d'eau sur les colis, la mise en solution des éléments radioactifs, puis leur transport dans l'eau jusqu'à des exutoires vers la biosphère et l'homme. La règle fondamentale de sûreté III.2.f spécifie que la sûreté du stockage ne doit pas reposer sur une seule barrière dont la défaillance pourrait compromettre les deux rôles du stockage : protéger les déchets en s'opposant aux circulations d'eau, puis limiter le transfert vers la biosphère des substances éventuellement relâchées (concept multi-barrières). Aussi, la barrière géologique, constituée par une formation géologique choisie pour sa très faible perméabilité et ses capacités de rétention, est complétée par des barrières manufacturées, réalisées par le colisage des déchets et par les ouvrages de stockage.

Une méthode itérative est retenue pour déterminer les performances en matière de

sûreté à atteindre par les composants du stockage. Cette approche comprend une analyse qualitative des risques, et une évaluation quantitative de l'impact radiologique de scénarios d'évolution normale et altérée.

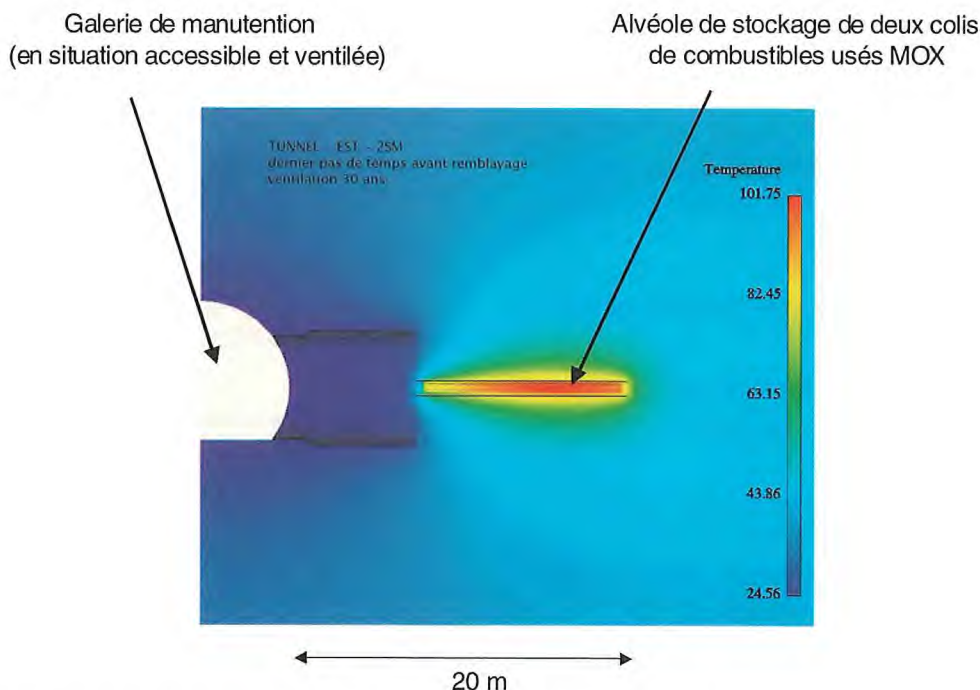
Quant à la sûreté du stockage, le plutonium pose trois principales questions spécifiques : quels sont les effets de la thermicité particulière du plutonium, qui s'ajoute à celle d'autres radionucléides exothermiques ? Le plutonium, élément peu mobile comparé à d'autres éléments radioactifs, peut-il être relâché et migrer dans les barrières de confinement ? Existe-t-il des risques de criticité ?

La thermicité du plutonium

Les recherches sur le stockage de colis dégageant de la chaleur doivent analyser, et intégrer dans le dimensionnement des installations :

- l'accessibilité des ouvrages souterrains aux opérateurs, avant la fermeture du stockage, et dans la logique de la réversibilité ;
- l'effet de l'échauffement sur la durabilité des ouvrages et sur l'efficacité des barrières de confinement, étudié par la modélisation et par l'expérimentation.

La radioactivité de l'isotope 241 du plutonium, de son fils l'américium 241, et dans une moindre mesure du plutonium 238, génère de la chaleur. Comparée à celle du césium



Exemple de modélisation de l'échauffement autour d'une cavité de stockage de combustibles usés MOX

137 et du strontium 90, principaux radionucléides thermiques des déchets de haute activité vitrifiés, la thermicité du plutonium se distingue par une décroissance dans le temps beaucoup plus lente : ceci résulte des périodes radioactives respectives, en particulier 432 ans pour l'américium 241, contre 30 ans pour le césium 137.

Aussi, le stockage de colis contenant du plutonium en quantité significative se traduit par un dégagement thermique plus élevé, un allongement de la durée pendant laquelle les barrières subiront une élévation notable de température, et une plus grande extension dans la formation géologique de la perturbation thermique.

Au stade actuel du programme de recherche, les concepts de stockage, notamment leur emprise envisagée en souterrain, permettent d'étudier l'accueil de combustibles usés après quelques dizaines d'années d'une première phase de décroissance thermique en entreposage (30 à 50 ans, selon les types de combustible).

Le relâchement et la migration du plutonium

De manière générale, le plutonium est peu soluble, ce qui ralentit considérablement sa migration.

Le plutonium est particulièrement peu mobile dans la formation géologique, caractérisée par des conditions chimiques réductrices, résultant notamment de l'isolement vis-à-vis de l'oxygène de l'air¹.

Dans les cavités de stockage, les conditions chimiques sont susceptibles d'être transitoirement modifiées, par l'apport d'oxygène par la ventilation avant fermeture des installations, par les matériaux utilisés pour réaliser les ouvrages, et, très localement, par la radiolyse de l'eau.

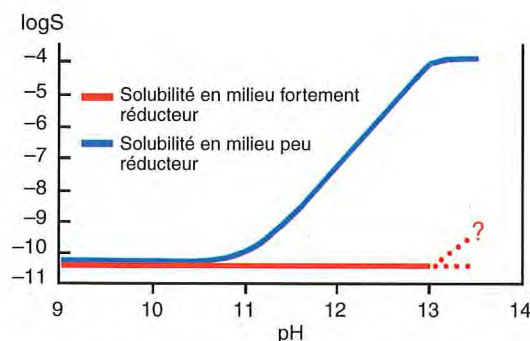
Or la solubilité du plutonium peut se trouver augmentée dans certaines conditions physico-chimiques :

- en phase aqueuse oxydante, la solubilité du plutonium est plus élevée², les équilibres chimiques sont plus complexes, et leur prédiction moins fiable ;

1. Contrôle de la solubilité en milieu réducteur par des phases hydroxyde Pu(OH)₄ ou oxyde amorphe hydraté PuO₂, ou par des phases plus complexes.

2. Passage possible en milieu oxydant à une valence supérieure à IV.

- lorsque, en présence de ciment, le pH devient très élevé, les valeurs expérimentales sur la solubilité du plutonium sont rares et peuvent suggérer une augmentation significative.



Evolution type de la solubilité du plutonium avec le pH, en conditions réductrices

Les recherches en cours comportent la modélisation des phénomènes transitoires, avant et après la fermeture des cavités, qui y déterminent l'arrivée progressive d'eau et l'évolution dans le temps de son potentiel d'oxydo-réduction. Ces recherches ne sont pas spécifiques du plutonium, elles intéressent aussi d'autres éléments radioactifs.

Les recherches analysent la faisabilité d'options de conception renforçant le confinement à l'intérieur des cavités de stockage :

- conteneurage étanche protégeant de l'eau les déchets et combustibles usés, pendant les phases physico-chimiques transitoires ;
- emploi de matériaux favorables au plan chimique.

Remarque

Dans les assemblages combustibles MOX stockés en l'état, la dissolution de l'oxyde de plutonium intervient non seulement sur le relâchement du plutonium, mais aussi sur celui des actinides et produits de fission emprisonnés dans les pastilles de combustible.

Les risques de criticité

La géométrie des cavités de stockage doit rendre impossible la création d'une réaction nucléaire en chaîne, même lorsque les ouvrages et les colis sont remplis d'eau : disposition des assemblages combustibles à l'intérieur de leur conteneur, disposition des conteneurs dans les cavités souterraines. Ce point a été vérifié pour les concepts de stoc-

kage actuellement étudiés pour les combustibles usés.

La non-criticité du stockage demande aussi à être vérifiée à plus long terme, en intégrant les phénomènes susceptibles de provoquer des déplacements de matière fissile :

- possibilité d'affaissement mécanique à l'intérieur des colis ou des alvéoles de stockage : au stade actuel de l'analyse, ce risque est limité par le rebouchage de la majeure partie des volumes résiduels des alvéoles de stockage ;
- possibilité de migration de plutonium mis en solution dans l'eau, suivie éventuellement d'un front raide de précipitation : l'analyse repose sur la modélisation de l'évolution des conditions physico-chimiques dans le stockage, et du comportement du plutonium.

La réversibilité du stockage

En décembre 1998, le Gouvernement français a insisté sur la logique de la réversibilité, selon laquelle doivent être menées les recherches sur le stockage en formation géologique. Cette logique répond à de nombreuses motivations possibles, comme la correction possible de défaillances, le respect des générations futures et la possibilité d'une valorisation des produits stockés, qu'il s'agisse de plutonium ou d'autres matières.

Pour ses études de faisabilité, l'ANDRA définit un stockage réversible comme donnant des possibilités de choix à tout moment en matière de gestion des déchets stockés (comme un entreposage), tout en étant robuste dans la durée vis-à-vis des objectifs fondamentaux de protection des personnes et de l'environnement (un stockage réversible peut être fermé si le choix en est fait).

La modularité des installations, la progressivité du phasage de leur réalisation et de leur fermeture, confèrent au stockage réversible sa flexibilité en matière de gestion dans le temps.

Font aussi partie d'un concept réversible les connaissances qui seront apportées pour faciliter les choix de gestion de l'installation, au cours de ses différentes phases de vie. Ces connaissances comprennent une modélisation des phénomènes qui interviennent sur l'évolution physique et chimique des composants du stockage, et une prévision des états dans lesquels ces composants se trouveront au cours du temps. Ces connaissances seront complétées par l'intégration d'un système de sur-

veillance : les mesures de température, d'humidité, de conditions chimiques, de corrosion des conteneurs, etc., pourront être exploitées sur la base des modélisations prédictives.

Enfin la réversibilité du stockage recouvre la faisabilité de technologies autorisant, dans les différents états du stockage, un retour à une situation antérieure, jusqu'au retrait possible des colis. De par son caractère peu irradiant, l'incorporation de plutonium dans les colis stockés ne modifie pas les conditions d'accès aux colis et de retrait, lorsque ceux-ci restent intègres. Dans le cas où des colis auraient perdu leur intégrité, la dissémination éventuelle de plutonium entraînerait un risque particulier du fait de sa toxicité.

La réversibilité doit être intégrée dans la conception du stockage, de manière à préserver sa sûreté. Il s'agit en particulier d'analyser les phases pendant lesquelles tout ou partie du stockage est maintenu accessible, l'ensemble des barrières de confinement à long terme n'est pas achevé, et des interactions physico-chimiques sont susceptibles d'être entretenues par la ventilation. Ces phases bénéficient de possibilités de surveillance et de maintenance des ouvrages.

En conclusion

Du fait de sa faible mobilité, l'incorporation de plutonium ne conduit pas, en l'état actuel des recherches, à une augmentation significative de l'impact radiologique d'un stockage de déchets radioactifs de haute activité et à vie longue en formation géologique profonde, conçu pour assurer le confinement de la radioactivité sur de très grandes échelles de temps.

Le relâchement à très long terme de plutonium stocké en formation géologique ne dépend pas ou peu de la quantité stockée, il est en effet contrôlé par la faible solubilité du plutonium. En revanche, la quantité de plutonium stockée dimensionne l'emprise en souterrain des installations, pour maintenir l'échauffement à des niveaux acceptables.

La profondeur du stockage limite les risques d'intrusion volontaire ou accidentelle, en comparaison avec une gestion en surface sur de longues échelles de temps.

Les recherches menées en France sur le stockage de combustible usés bénéficient d'échanges scientifiques et techniques avec d'autres pays dans lesquels cette option est envisagée.

L'industrie du plutonium : de l'effritement d'un mythe à l'urgence d'une reconversion

par Mycle Schneider, directeur de WISE-Paris
et Xavier Coeytaux, chargé d'étude à WISE-Paris

Soixante ans après la séparation des premiers grammes de plutonium à des fins militaires, le rêve du cycle énergétique perpétuel s'effondre sous le poids des dizaines de tonnes de plutonium sur les étagères – des stocks de matière première séparés à grand frais, mais sans valeur. Le choix du « retraitement-recyclage » est-il toujours supportable ?

L'économie du plutonium – Le rêve

En décembre 1951, pour la première fois au monde un réacteur nucléaire produit du courant électrique, suffisant pour allumer quatre ampoules de 200 watts. Il s'agit du surgénérateur américain EBR-1. La technologie des surgénérateurs (des réacteurs à neutrons rapides) fait dès l'origine partie de la stratégie nucléaire. Ils exercent une fascination évidente : ils doivent produire plus de matière première, le plutonium, qu'ils n'en consomment – en d'autres termes, réaliser le rêve du mouvement perpétuel énergétique.

En France, la séparation industrielle de plutonium commence à partir de 1958 dans UP1 (usine de plutonium) à Marcoule, et à grande échelle en 1966 avec le démarrage de l'usine UP2 à La Hague, financée moitié/moitié par les budgets civil et militaire du CEA. Le plutonium « civil » est alors destiné à un programme de surgénérateurs devant prendre la relève des réacteurs classiques dès le tournant du siècle – c'est-à-dire aujourd'hui.

Le réacteur à neutrons rapides Phénix (250 MW) est couplé au réseau en décembre 1973, soit deux mois après la dernière commande en date aux USA d'une tranche nucléaire ne se concluant pas par une annulation. En 1974, au lendemain de la première crise pétrolière, le premier grand programme français est lancé et l'Agence internationale

de l'énergie atomique (AIEA) prévoit l'équivalent de 4 450 réacteurs de 1 000 MW installés dans le monde 25 ans plus tard – c'est-à-dire aujourd'hui.

Les experts en déduisent que le prix de l'uranium va flamber et donner leur justification économique aux surgénérateurs. En 1976, André Giraud, alors Administrateur général du CEA, prédit l'exploitation de 540 surgénérateurs de type Superphénix dans le monde en 2000 – c'est-à-dire aujourd'hui.

La construction de Superphénix (1 240 MW) est imposée¹ en 1977. Superphénix diverge en 1985. Après dix années d'exploitation difficile² par la NERSA³, en décembre 1996 le réacteur est mis à l'arrêt définitif. Le bilan commercial est catastrophique : un facteur de charge moyen de 6,3 % pour une production cumulée totale de 8,3 TWh (hors auto-consommation), à un coût global évalué par la Cour des comptes à 60 milliards de francs.⁴

Le plutonium dans l'environnement énergétique et stratégique – La réalité

• Du surgénérateur au MOX – Gestion des matières

On sait maintenant que l'AIEA s'est trompée d'un facteur 10 et Giraud d'un facteur 540. Le nombre de réacteurs nucléaires est aujourd'hui en baisse et il n'y a aucun Superphénix dans le monde. En réalité, l'échec des surgénérateurs est apparu évi-

1. Au prix notamment de la mort d'un manifestant.
2. Voir le graphe de la production annuelle d'électricité de Superphénix sur notre site internet (<http://www.wise-paris.org/nos-graph/somframe/somenergie.html>).
3. 51 % EDF, 33 % ENEL (Italie), 16 % SBK (Consortium Allemagne/Pays Bas/Belgique/Royaume-Uni).
4. Soit 7,30 F/kWh ou plus de deux fois le prix de rachat proposé par Yves Cochet dans un rapport récent pour le photovoltaïque, et presque quinze fois celui proposé pour l'éolien.

dent dès le début des années 80. Selon une analyse interne d'EDF, « en 1982, quand il est apparu que le développement de ces réacteurs [rapides] serait différé et pour longtemps, EDF a dû réexaminer la situation pour voir si le recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau sous pression présentait un intérêt suffisant pour légitimer la poursuite du programme de retraitement. »⁵ Au lieu de flamber, les prix de l'uranium naturel plongent. L'ensemble des installations de la chaîne du combustible est en surcapacité et la séparation, la manutention et l'utilisation du plutonium s'avèrent nettement plus chères que prévu. En 1985, EDF, le CEA et COGEMA – sans contestation de la tutelle politique et en l'absence totale de débat public – confirment le choix de construire l'usine UP2 800 pour EDF et décident de lancer la filière MOX.

Au lieu de tirer les conséquences de l'évolution internationale, l'industrie maintient le cap. Pourtant, le problème est bien analysé à l'intérieur du CEA et d'EDF. Dès octobre 1982, Jean-Louis Fensch, ingénieur du CEA, démontre l'absurdité économique de la filière au plutonium dans un rapport de 300 pages jamais rendu public⁶ : « Le recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau légère est une aberration économique et n'assure qu'une économie théorique en uranium naturel de 18 % : compte tenu des coûts très élevés d'extraction du plutonium et de fabrication des combustibles, il faudrait pour y trouver une justification économique que le prix de l'uranium naturel soit multiplié par 15 à 30 ! » La façon pour le CEA de régler le problème est de mettre cet homme au « placard ».

Le bilan effectué par le service combustibles d'EDF à la fin 1989 – les chargements de MOX venaient de commencer en 1987 – est négatif sur tous les plans. Mais qu'importe : « Vu les engagements déjà faits, et malgré la baisse importante de la compétitivité du MOX par rapport à l'uranium naturel, il apparaît que l'option "retraitement" doit être maintenue dans un premier temps, et que UP2 soit bien transformée en UP2 800. Une remise en cause de cette option n'a pas de fondement économique, elle aurait par ailleurs un

retentissement considérable dans le monde, nuisible à l'ensemble du nucléaire »⁷. Au départ, l'option MOX devait permettre de réaliser des économies sur l'ensemble de la chaîne du combustible. Au lieu de cela, elle représente un surcoût, estimé alors à quelque 2,3 milliards de francs sur dix ans, soit quelque 1,5 % du chiffre d'affaires d'EDF de l'époque (tout est relatif...), ce qui paraît un prix raisonnable pour éviter de provoquer un choc dans la sphère nucléaire internationale. Le critère de jugement n'a rien à voir avec le domaine énergétique ni avec l'évaluation du bénéfice social potentiel. EDF réagit par rapport à un fait accompli alors que tout parle contre la stratégie MOX.

Les stocks de plutonium. En 1990, il est déjà parfaitement clair que la cadence de retraitement imaginée au début des années 1980 va vite conduire à des stocks de plutonium importants. EDF envisage alors de réduire les quantités retraitées. Il n'en a rien été. Bien entendu, loin de décroître, le stock de plutonium séparé augmente de plus en plus vite avec la mise en service à La Hague d'UP3 en 1990 puis d'UP2 800 en 1994. Selon nos informations, en 1996, EDF est contrainte par ordre ministériel d'augmenter le nombre de réacteurs moxés.⁸ Avec un rythme moyen de 4 tonnes par an, le stock français de plutonium séparé se voit multiplié par 40 entre 1988 (1 t) et 1998 (40,3 t). Certes le rythme de croissance du stock se ralentit notablement avec la mise en service de l'usine MELOX de Marcoule en 1994, mais le stock pour l'année 1999 (alors que MELOX fonctionne à 100 % de sa capacité autorisée) augmente encore d'environ une tonne, selon nos estimations. Ainsi, la fabrication du MOX – officiellement destinée à réduire les stocks de plutonium – devient le prétexte pour la création des stocks.

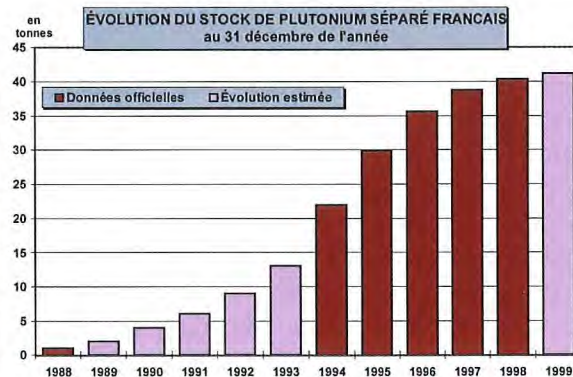
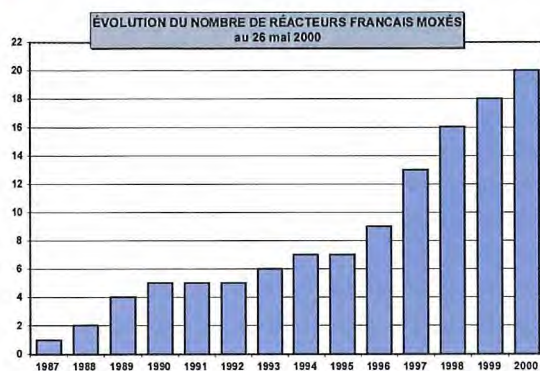
Le renversement est remarquable : COGEMA réussit à faire croire que le MOX, qui entretient le problème, en est la solution... Les courbes parallèles de la montée en puissance du programme MOX et de l'évolution des stocks de plutonium français font partie des

5. Jean Beaufrère et al., « Combustible MOX – Aspects techniques, économiques et stratégiques », 24 novembre 1989.

6. Jean-Louis Fensch, « Les finalités du retraitement », rapport établi pour la Commission Castaing et le CSSN, Octobre 1982.

7. Beaufrère op. cit. Passage souligné par nous.

8. Nous n'avons jamais obtenu la lettre envoyée par le ministre de l'Industrie Boroira au président d'EDF, M. Alphandéry, malgré un avis positif de la CADA du 21 février 1997. Dans une note interne, avant même le lancement de la procédure CADA, la DGEMP nous accusait de la « harceler », pour obtenir la lettre. Une simple demande d'information devient donc harcèlement. Une démonstration intéressante d'une certaine idée de « transparence ».



illustrations les plus patentées de l'illusion entretenue par le système plutonium en France.

Le bilan, fin 1998, du « recyclage » du plutonium français est inférieur à 50 % si l'on ne considère que le plutonium qui a été séparé (eau légère mais aussi UNGG et neutrons rapides) ; il passe sous la barre des 20 % si l'on prend en compte le plutonium contenu dans les combustibles irradiés non retraités.⁹ En d'autres termes, fin 1998, le stock de plutonium français, soit 40 tonnes, dépasse de loin la production totale depuis sa mise en service d'UP2 800, soit 33 tonnes. En clair, on a mis en service, pour quelque 30 milliards de francs, une usine pour la fabrication d'un produit sans valeur économique que l'on entasse sur les étagères.

Le stock de plutonium civil détenu par la France, déclaré à l'AIEA (Agence internationale de l'énergie atomique) fin 1998, atteignait le record historique de 75,9 t dont 35,6 t attribuables aux clients étrangers.

• **L'économie – X fois le prix de l'argent**

Bernard Estève, ancien directeur du service combustibles d'EDF, reconnaît qu'il n'existe actuellement aucun marché pour le plutonium mais que, s'il en existait un, son prix serait « plutôt négatif ».¹⁰ En réalité, EDF a inscrit depuis longtemps une valeur zéro au plutonium et à l'uranium du retraitement. En conséquence, EDF a refusé de prendre en charge même *gratuitement* des stocks de plutonium néerlandais ou d'ouvrir ses cen-

trales pour du MOX à base de plutonium militaire russe.

Outre le coût phénoménal du retraitement, la valorisation du plutonium est extrêmement onéreuse. Ainsi, la fabrication du MOX coûte à EDF plusieurs fois le prix de la fabrication du combustible à l'uranium. L'utilisation de l'uranium de retraitement engendre des surcoûts dus à sa composition, qui impose un « surenrichissement » réalisé dans des usines hors de France¹¹. Le taux de « recyclage » de l'uranium est en conséquence resté très modeste : de l'ordre de 10 %, et la moitié si l'on tient compte de l'uranium restant dans des combustibles non retraités.

Le rapport Charpin-Dessus-Pellat, remis cet été au Premier ministre¹², a notamment évalué le coût global du parc nucléaire actuel d'EDF depuis son origine jusqu'à sa fin de vie (avec une hypothèse de durée de vie moyenne des réacteurs portée à 45 ans). En comparant un scénario d'extension du MOX dans le parc avec un scénario fictif où le même parc nucléaire fonctionne sans retraitement et MOX sur l'ensemble de sa vie (mais avec la même production électrique), le rapport évalue le surcoût global de l'option retraitement-MOX à 164 milliards de francs, ou presque 6 % du coût total du parc¹³. Cette dépense supplémentaire permet de réduire les quantités de plutonium dans l'inventaire final des déchets de 667 à 514 tonnes, soit 153 tonnes, ou moins d'une tonne par milliard dépensé ! Il permettrait au passage une

9. Voir X. Coeytaux, M. Schneider, « Recyclage des matières nucléaires – Mythes et réalités », commanditée par Greenpeace-France, WISE-Paris, Avril 2000.

10. Cité par Nuclear Fuel, 1^{er} mai 2000.

11. EURODIF n'enrichit pas d'uranium retraité, principalement pour des raisons de contamination en U 234 et U 236.

12. Mission d'évaluation économique de la filière nucléaire commandée en mai 1999 par le Premier ministre à MM. Charpin, Commissaire général au Plan, Dessus, Directeur du programme Ecodev, CNRS et Pellat, Haut-Commissaire à l'énergie atomique.

13. Ce surcoût n'inclut pas les coûts liés à la filière RNR, Phénix et Superphénix.

réduction de 15 milliers de tonnes des besoins en uranium naturel, soit seulement 3 %. Mais il se solde surtout par la gestion de 4 800 tonnes de MOX irradié, qui nécessitent un entreposage avant stockage dont la durée est 100 à 150 ans plus longue que pour l'UOX irradié.

Dans une note interne d'évaluation du rapport de mission, EDF estime que certains de ses résultats « vont toutefois dans le même sens que les dernières réflexions en cours à EDF :

– l'option retraitement/recyclage se révèle comme extrêmement coûteuse (...). »

Pas vraiment une révélation. Mais avec quelle conséquence ?

• *Quid de la sécurité, de la sûreté, des déchets ?*

La **sécurité** d'abord. La France est un pays que l'on sait exposé au terrorisme international. Les citoyens trouvent normal que des mesures de protection (fermeture des consignes dans les gares, plombage des poubelles publiques, etc.) soient prises pour faire face au risque d'attentats terroristes. En même temps, la COGEMA transporte deux fois par semaine par camion du plutonium à travers le pays en quantité suffisante pour fabriquer plus d'une dizaine d'explosifs nucléaires artisanaux.¹⁴ Que fera-t-on si le Gouvernement se voit un jour confronté à une menace crédible d'arme nucléaire ou radiologique à base de plutonium ?¹⁵

En outre, le patron des contrôles de garantie d'Euratom vient de sonner l'alarme et accuse les gouvernements de l'Union européenne de réduire ses budgets en dessous de la limite garantissant « assurance et protection contre l'abus du plutonium pour des objectifs militaires ou illégaux ».¹⁶

La **sûreté** ensuite. Il est évident que la séparation du plutonium, sa manutention, son transport et son utilisation induisent des

risques particuliers en comparaison avec la filière uranium. L'analyse sur deux ans d'une équipe internationale d'experts indépendants, rendue publique en 1997¹⁷ et restée incontestée sur le fond, en dresse un panorama complet.

La gestion des **déchets** enfin. Les usines de retraitement sont de véritables fabriques de déchets. Un déchet compact, le combustible irradié, est découpé, mis dans un bain d'acide et réparti en divers flux de déchets liquides, gazeux et solides. Une partie est rejetée sous forme gazeuse et liquide – La Hague émet en radioactivité totale de l'ordre de 20 000 fois plus par an qu'un réacteur nucléaire français –, le reste est conditionné pour stockage définitif. Le conditionnement tel qu'il a été pratiqué à La Hague, soit par vitrification, bitumage ou bétonnage, a conduit à des volumes très supérieurs au conditionnement pour stockage direct des combustibles irradiés¹⁸. Il convient d'y ajouter les déchets en provenance du démantèlement des usines de retraitement, les déchets étrangers qui se trouvent illégalement en France depuis que la loi de 1991 en interdit le stockage sur le territoire national¹⁹ et les combustibles MOX irradiés. Alors que le volume d'un assemblage MOX est identique à celui d'un assemblage à base d'uranium, le dégagement de chaleur y est très largement supérieur. En conséquence, EDF envisage un stockage intermédiaire de 150 ans avant stockage définitif. L'ANDRA estime aujourd'hui que le volume occupé en stockage géologique par un assemblage MOX irradié pourra être jusqu'à 4 fois celui qu'occupera un assemblage UOX.

Outre le volume, le contrôle-qualité des déchets du retraitement pose un problème majeur. Il faut garder en tête que le conditionnement d'une partie de ces déchets devra donner des garanties sur une quasi-éternité. Sur plus de 10 000 conteneurs de déchets hautement actifs vitrifiés produits, la COGEMA n'en a étonnamment soumis aucun à un examen destructif. Les seules analyses

14. La répétition à l'infini, y compris par l'ancien patron et par la nouvelle patronne de COGEMA, de cette contre-vérité qui consiste à dire que le plutonium de La Hague n'est pas utilisable pour la fabrication d'un explosif nucléaire, est irresponsable et ne réduit en rien les risques encourus. Nous enverrons par e-mail à toute personne intéressée, sur simple demande (secretariat@wise-paris.org), une liste de références qui font autorité en la matière.

15. Rappelons que quelques micro grammes d'oxyde de plutonium inhalés sont suffisants pour provoquer un cancer des poumons.

16. W. Gmelin, « Safeguarding Plutonium : A Continuing Challenge », présentation à la Conférence « Plutonium 2000 » à Bruxelles, 9-11 Octobre 2000.

17. Jinzaburo Takagi et al., « Comprehensive Social Impact Assessment of MOX Use in Light Water Reactors », Tokyo/Londres, Novembre 1997 ; (pour la version abrégée en français voir l'URL xx).

18. cf F. Homberg, et al., « COGEMA La Hague – Les Techniques de Production de Déchets », WISE-Paris, commanditée par Greenpeace, 1994 (actualisée en anglais en 1997).

19. La COGEMA est actuellement mise en examen pour mise en danger de la vie d'autrui et stockage illégal de déchets étrangers à la suite d'une plainte déposée par le conseiller régional Didier Anger et l'association CRILAN.

destructives effectuées l'ont été sur des échantillons tirés en 1992 et 1994 dont la représentativité est douteuse.²⁰

Conclusion

La majorité des pays exploitant le nucléaire civil ne sépare pas le plutonium des combustibles irradiés. Parmi les autres, les clients actuels de COGEMA sont l'Allemagne (fin des transports pour retraitement au plus tard en 2005), le Japon (contrats achevés, suite potentielle limitée « pour entraînement d'opérateurs »), la Suisse (loi en préparation visant l'interdiction du retraitement) et les Pays-Bas (fermeture du dernier réacteur en 2003). EDF estime que tout ça coûte très cher. Compréhensible, en particulier compte tenu de la menace de la concurrence européenne sur un marché de l'électricité qui est extrêmement tendu avec des baisses de prix spectaculaires.

20. Voir sur notre site (<http://www.wise-paris.org/intronos-brevés.html>) les informations sur les deux communiqués de presse d'Olivier Deleuze.

Depuis 20 ans, l'analyste averti a pu savoir que l'économie du plutonium est une aberration énergétique, industrielle et politique. Nombreux sont ceux qui l'ont dit, y compris à l'intérieur du CEA et d'EDF. Mais le système français paraît inerte à ce type d'analyse. Les acteurs qui pourraient porter cette critique de l'intérieur, comme les syndicats, manquent cruellement de capacité d'analyse propre.²¹

Aussi longtemps que les décideurs de cette industrie ne doivent rendre compte ouvertement à personne, que rien ne les force à répondre aux interrogations des citoyens autrement que par des affirmations, absurdes ou non, on aggravera le problème du plutonium en reculant le moment d'étudier ses vraies solutions. Il faudra bien commencer un jour la difficile mais possible reconversion du site de La Hague.

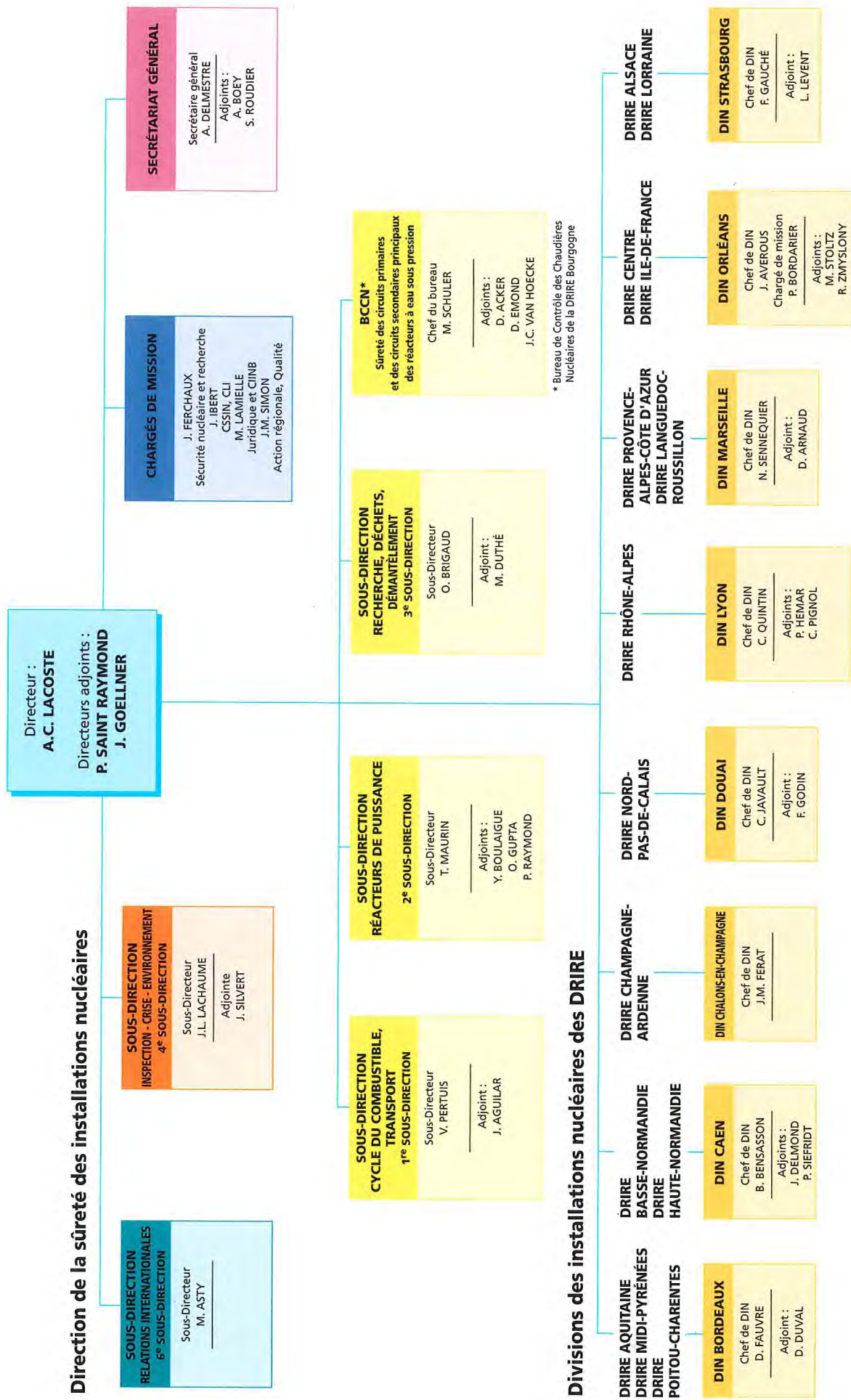
21. Comment se fait-il qu'aucun des syndicats n'ait encore soulevé le fait que la récente enquête publique de COGEMA prépare avant tout – et en particulier à travers la demande d'augmentation de capacité par usine à capacité constante pour le site – l'option de la fermeture d'une des deux usines ?



« Le surgénérateur SNR-300 de Kalkar, équivalent de Phénix à Marcoule, a été transformé en parc de loisirs. Sa construction était achevée et le réacteur chargé en sodium (mais pas en combustible), lorsque la décision d'abandon du projet a été prise. »

Autorité de sûreté nucléaire

Organigramme au 1^{er} janvier 2001



NOM Prénom

Adresse

Code postal Ville Pays

**A renvoyer à : Direction de la sûreté des installations nucléaires
99, rue de Grenelle – 75353 Paris 07 SP – Fax 33 (0)1 43 19 23 31**

Les dossiers de la revue Contrôle

Nombre
d'exemplaires*

			Nombre d'exemplaires*
100-101	La communication (octobre 1994)	Epuisé	
102	Les déchets faiblement radioactifs (décembre 1994)	Disponible	
103	Le rapport d'activité 1994 de la DSIN (février 1995)	Epuisé	
104	Les commissions locales d'informations (avril 1995)	Epuisé	
105	La sûreté des réacteurs du futur – le projet EPR (juin 1995)	Disponible	
105	Special topic: Safety of future reactors – the EPR project (June 1995)	Epuisé	
106	L'organisation du contrôle de la sûreté et de la radioprotection (août 1995)	Epuisé	
107	Les réacteurs en construction – le palier N4 (octobre 1995)	Disponible	
108	La crise nucléaire (décembre 1995)	Epuisé	
109	L'activité en 1995 de la DSIN (février 1996)	Epuisé	
110	Le retour d'expérience des accidents nucléaires (avril 1996)	Epuisé	
111	Les rejets des installations nucléaires (juin 1996)	Epuisé	
112	Les exercices de crise (août 1996)	Epuisé	
113	Déchets radioactifs : les laboratoires souterrains de recherche (octobre 1996)	Epuisé	
114	La communication sur les incidents nucléaires (décembre 1996)	Epuisé	
115	L'activité de la DSIN en 1996 (février 1997)	Epuisé	
116	La sûreté du cycle du combustible 1 ^{re} partie (avril 1997)	Epuisé	
117	La sûreté du cycle du combustible 2 ^e partie (juin 1997)	Epuisé	
118	La gestion des déchets très faiblement radioactifs (août 1997)	Disponible	
119	Le démantèlement des installations nucléaires (octobre 1997)	Disponible	
120	Le transport des matières radioactives (décembre 1997)	Disponible	
121	L'activité de la DSIN en 1997 (février 1998)	Disponible	
122	Le contrôle de la construction des chaudières nucléaires (avril 1998)	Disponible	
123	Radioprotection et INB (juin 1998)	Disponible	
124	Les relations internationales bilatérales (août 1998)	Disponible	
124	Bilateral international relations (august 1998)	Disponible	
125	25 ans de contrôle de la sûreté nucléaire (novembre 1998)	Disponible	
125	25 years of Nuclear Safety Supervision (november 1998)	Disponible	
126	La gestion des matières radioactives et son contrôle (décembre 1998)	Disponible	
127	La sûreté nucléaire en 1998 (mars 1999)	Disponible	
128	Les réacteurs expérimentaux et de recherche (avril 1999)	Disponible	
129	Le vieillissement des installations nucléaires (juin 1999)	Disponible	
130	Sites contaminés et déchets anciens (août 1999)	Epuisé	
131	Les systèmes informatiques dans l'industrie nucléaire (octobre 1999)	Disponible	
132	Le retour d'expérience des exercices de crise nucléaire (janvier 2000)	Epuisé	
133	La sûreté nucléaire en 1999 (mars 2000)	Disponible	
134	La gestion des déchets radioactifs : l'état des recherches début 2000 (avril 2000)	Disponible	
135	Les relations internationales multilatérales (juin 2000)	Disponible	
135	Multilateral International Relations (June 2000)	Disponible	
136	Le risque d'incendie dans les installations nucléaires (septembre 2000)	Disponible	
137	Les rejets des installations nucléaires (novembre 2000)	Disponible	
138	Le plutonium (janvier 2001)	Disponible	

* Maximum 5 exemplaires

« CONTROLE »

LA REVUE DE L'AUTORITÉ DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE »

est publiée conjointement par le ministère de l'économie, des finances et de l'industrie
secrétariat d'état à l'industrie

et le ministère de l'aménagement du territoire et de l'environnement

99, rue de Grenelle, 75353 Paris 07 SP

Diffusion : Tél. 33 (0) 1 43.19.32.16 – Fax : 33 (0) 1 43.19.23.31 – Mel : Dsin.PUBLICATIONS@industrie.gouv.fr

Directeur de la publication : André-Claude LACOSTE, directeur de la sûreté des installations nucléaires

Rédacteur en chef : Vincent PERTUIS

Assistante de rédaction : Isabelle THOMAS

Photos : EDF, IPSN, CEA, FRAMATOME, BNFL, COGEMA – M. Taillat, TRANSNUCLÉAIRE, ANDRA,
UDIN/GRETS, KERNWASSER WUNDERLAND, M. Faugère, M. Pertuis

ISSN : 1254-8146

Commission paritaire : 1294 AD

Imprimerie : Louis-Jean, BP 87, GAP Cedex

L'information sur la sûreté nucléaire désormais @ccessible à tous.

 asn.gouv.fr



L'Autorité de Sûreté Nucléaire, au nom de l'État, assure le contrôle de la sûreté nucléaire

en France pour protéger les travailleurs, le public et l'environnement des risques liés aux activités nucléaires et veille à l'information des citoyens. Désormais, l'information sur la sûreté nucléaire est accessible à tous, grâce au site asn.gouv.fr

Pour plus de sûreté : asn.gouv.fr

Minitel : 3614 Magnuc

