



ELSEVIER

Contents lists available at [SciVerse ScienceDirect](http://www.sciencedirect.com)

## Comptes Rendus Physique

[www.sciencedirect.com](http://www.sciencedirect.com)

Physique

## Le plutonium et la cohérence du parc électronucléaire français

*Plutonium and coherence of the French electronuclear system*Robert Dautray<sup>a,\*</sup>, Jacques Friedel<sup>b</sup><sup>a</sup> 18, quai d'Orléans, 75004 Paris, France<sup>b</sup> 2, rue Jean-François-Gerbillon, 75006 Paris, France

## I N F O A R T I C L E

*Historique de l'article :*

Disponibilité sur Internet le 6 février 2013

*Mots-clés :*

Plutonium

Uranium irradié

MOX

Électronucléaire français

Cycle du combustible

Surgénérateurs

## R É S U M É

En réduisant de 20 à 30% la production d'énergie nucléaire en France, on supprimerait tous les réacteurs actuels fonctionnant au combustible MOX. C'est le combustible prévu pour les réacteurs surgénérateurs dits de quatrième génération. Cette note détaille les conséquences négatives sur tout rôle nucléaire de la France à moyen et long terme.

© 2013 Académie des sciences. Publié par Elsevier Masson SAS. Tous droits réservés.

## A B S T R A C T

By reducing by 20 to 30% the French production of nuclear energy, one would suppress all the reactors functioning presently with the MOX fuel. This is the fuel which should be needed by the fourth generation breeder fast neutron reactor. This note details the negative consequences for any nuclear role for France at medium and long time.

© 2013 Académie des sciences. Publié par Elsevier Masson SAS. Tous droits réservés.

## 1. Introduction

Le système nucléaire global de la France requiert une conduite réfléchie, tenant compte de tous les facteurs, sous peine de conduire à des blocages non désirés. Tel risque d'être le cas si la France décide de réduire rapidement de 20% à 30% la part du nucléaire dans sa production d'énergie électrique. Elle devrait alors supprimer, de façon anticipée, sur une trop courte durée et sans remplacement, les centrales les plus vieilles (mais aussi d'un type particulièrement performant en ce qui concerne la physique des absorptions de neutrons) sans assurer la continuité du cycle de combustible interagissant avec la ou les centrales électronucléaires à arrêter.

Ce sont en effet, pour les raisons indiquées dans l'Annexe C, les seuls réacteurs REP 900 MWe,<sup>1</sup> les plus anciens, qui sont capables actuellement d'utiliser le combustible MOX, en attendant les EPR 1630 MWe, tel celui en construction à Flamanville. Ces REP 900 MWe produisent 27% de l'énergie électronucléaire et la fermeture rapide de leur quasi-totalité (sans attendre leur remplacement par les EPR 1630 MWe type Flamanville) fermerait pour la France toute possibilité de développement à long terme de surgénérateurs (ou réacteurs à neutrons rapides, RNR) de quatrième génération (GEN IV) comme dans le projet Astrid ; le Pu alors accumulé et dilué dans les stocks d'uranium irradié serait une source radioactive et thermique difficile à contrôler, dans un pays qui abandonnerait volontairement ses capacités réelles de contrôle et de traitement des matériaux irradiés.

\* Corresponding author.

Adresse e-mail : [robert.dautray@orange.fr](mailto:robert.dautray@orange.fr) (R. Dautray).<sup>1</sup> Voir le sens des sigles dans l'Annexe A.

Cette note détaille les aspects scientifiques et techniques de ces problèmes. En l'absence actuelle de RNR fonctionnant en France au niveau industriel, qui auraient pu éviter le passage par les EPR 1630 MWe (appelés la Génération III), elle recommande de maintenir le remplacement graduel actuellement prévu des REP 900 MWe par des EPR 1630 MWe, ce qui permettrait de conserver actuellement l'utilisation du MOX donc du plutonium.

Cette procédure apparemment complexe, qui gouverne l'utilisation de l'UOX et du MOX, est motivée par le souci d'utiliser au maximum l'énergie du plutonium, plus importante que celle due à l'U 235, tout en évitant les complications dues à une instabilité de fonctionnement ou à un trop fort accroissement en isotopes radioactifs à très longue durée de vie. Cette politique a pour objectif ultime les RNR,<sup>2</sup> qui ont le double avantage d'utiliser au maximum l'U 238 en réduisant la production d'isotopes gênants à très longue vie.

Cet équilibre dynamique requiert que la quantité de plutonium produite par les centrales électronucléaires et le cycle du combustible satisfasse au mieux aux besoins globaux, en évitant tout excès qui conduirait à un stockage inutile et dangereux de plutonium excédentaire.

Ces cycles de combustible comportent les cycles en cours actuellement (et donc à court terme) des éléments combustibles UOX des REP 900 MWe et REP 1300 MWe, le cycle à court et moyen terme des MOX dans les REP 900 MWe, celui à moyen terme des MOX des EPR comme Flamanville (Génération III), celui à très long terme des GEN IV. Pour chacun de ces quatre cycles de combustibles, leurs calendriers propres sont étroitement liés aux demi-vies des radioéléments qui s'y forment ainsi qu'à ceux de leurs produits de désintégration.

Il existe de ce fait des corrélations entre :

- A. l'économie des neutrons des centrales électronucléaires, avec leur calendrier de chargement, d'irradiation, déchargement,
- B. les compositions du cycle de combustible.

L'acteur principal des interactions réacteur-cycle du combustible est le plutonium (issu des captures par l'uranium 238) omniprésent dans les réacteurs et le cycle de combustible. Ce plutonium, présent dans les UOX irradiés, les MOX neufs, les MOX irradiés, comporte partout des teneurs variables au cours du temps en ses divers isotopes (<sup>239</sup>Pu, <sup>240</sup>Pu, <sup>241</sup>Pu, <sup>242</sup>Pu, <sup>238</sup>Pu) et donc leurs produits de désintégration (américium 241, neptunium 237, curium 242, curium 244, etc.).

Ces noyaux fortement radioactifs commandent, pour ces deux sujets (A et B), les calendriers des cycles de combustibles UOX, MOX, GEN IV, etc. cités ci-dessus, et par là même, celui des réacteurs REP, des EPR et des RNR.

Cette situation est décrite ici pour le système nucléaire actuel de la France (détaillé en [Annexe A](#)). Il était prévu depuis les années soixante d'extraire du plutonium des UOX pour préparer rapidement le cycle des combustibles des RNR surgénérateurs. Le succès des REP et la diminution des nouvelles installations de centrales électronucléaires dans la majeure partie du monde à partir des années quatre-vingt, sauf en Asie, ont repoussé cette date de mise en service des surgénérateurs.

Il est intéressant de cadrer la politique de notre pays par rapport à celles suivies par les autres grands producteurs d'énergie électronucléaire.

Les producteurs d'électricité du Japon avaient prévu d'adopter le même système de surgénérateurs.

La Grande-Bretagne, qui précédait dans les années cinquante et soixante les autres nations d'Europe, voudrait actuellement, au contraire, détruire ses 110 tonnes de plutonium par une courte irradiation dans des réacteurs adéquats, afin de ne pas former d'isotopes plus lourds, ou plutôt, puisque c'est inévitable, le moins possible. Les États-Unis laissent le plutonium sans le séparer des éléments combustibles irradiés, donc dilué à environ 1% massique du métal lourd initial. Il en est de même pour la Suède.

La Russie est en tête actuellement pour les surgénérateurs et en propose dans ses offres de vente en Asie.

Après avoir détaillé les problèmes scientifiques et techniques immédiats posés par le projet de réduction de 20 à 30% de la puissance électronucléaire des centrales, cette note analyse les conséquences négatives sur le cycle de combustible à plus long terme, compte tenu des demi-vies des isotopes les plus radioactifs du plutonium et de leurs descendants, pour le développement prévu de la Génération III et possible de la Génération IV de réacteurs et la participation éventuelle de la France à la lutte internationale contre la prolifération. Quatre annexes détaillent la planification actuelle des réacteurs, les cycles de combustibles correspondants, les différences entre la physique neutronique des REP 900 MWe et des REP 1300 MWe et finalement les relations de ce qui précède avec la part que pourrait prendre la France dans le contrôle des problèmes scientifiques de prolifération.

## 2. Les problèmes liés aux projets de réduction de 20% à 30% de puissance électronucléaire des centrales

Cette diminution toucherait la majorité des REP 900 MWe. Ceux-ci sont chargés en MOX. Quelles en seraient les conséquences immédiates sur les installations techniques du cycle du combustible du MOX ?

### 2.1. Le savoir acquis lors des nombreux arrêts de réacteurs électronucléaires dans le monde

Dans le monde entier, on arrête volontairement chaque année des réacteurs nucléaires.<sup>3</sup> Les problèmes scientifiques et techniques de démantèlement sont dans la majorité des cas surmontés, et deviennent de simples problèmes de délais,

<sup>2</sup> Voir [1].

<sup>3</sup> Voir dans l'Annexe A.

de coïncidence et d'ajustement de calendriers d'objectifs distincts. Ces calendriers de démantèlement sont en moyenne d'environ deux à trois décennies, dans le meilleur des cas. Les budgets (voir [8] et [17]) sont maintenant connus grâce aux très nombreux précédents. De plus, le retour aux terrains libres d'emploi est vérifiable par qui veut l'effectuer. Plus encore, cette possibilité doit être étudiée et assurée dès la phase de conception de toute installation nucléaire.

Dire qu'un arrêt partiel d'un groupe de certaines des centrales électronucléaires serait impossible, ce serait dire que ces installations sont irréversibles. Or, ce n'est absolument pas le cas.

Il faut simplement *étudier* ces éventuels arrêts, au coup par coup, tous possibles quand il s'agit d'unités, et tenir compte des particularités de ces processus, en particulier sur le cycle de combustible, la maîtrise des flux de *plutonium*, le contrôle de l'usage malveillant (dont la *prolifération*), dans le temps et la géographie. Il est ainsi possible de préparer les options possibles et de procéder aux choix et aux décisions, dans le respect de la sécurité, de la sûreté nucléaire, de la radioprotection et de toutes les directives de l'Autorité de sûreté nationale ...

## 2.2. L'arrêt des REP 900 MWe et ses conséquences pour les MOX à moyen terme

Parmi les réacteurs électronucléaires en fonctionnement du parc, seuls les REP 900 MWe ont une physique neutronique leur permettant de charger (partiellement, de un tiers à deux tiers du cœur) des éléments combustibles MOX. Toutefois, leur relation avec le plutonium ne se réduit pas à l'exploitation et donc à l'irradiation. Le lecteur peut vérifier dans l'Annexe B.1 à B.15 qu'entre l'instant où un élément UOX est sorti d'un REP, puis refroidi, puis envoyé à l'usine d'extraction chimique, puis le plutonium extrait, puis raffiné à 99,98% en l'élément chimique (94) plutonium, puis transformé en oxyde, puis en poudre, puis fritté en pastille, puis placé dans un élément combustible, y compris les divers transports de matières radioactives à travers la France, il s'écoule environ douze ans. C'est donc douze ans à l'avance que l'on doit préparer les opérations d'un chargement de MOX dans un REP 900 MWe autorisé à charger des MOX (il y en a 20, dont la liste est en Annexe A et commentée en Annexe B).

De toute façon, il faudra bien, dans le futur, arrêter progressivement cette vingtaine de REP 900 MWe. Il y aura alors plusieurs options. L'une d'elles sera de les remplacer par l'équivalent énergétique en EPR/GEN III, qui eux aussi peuvent accueillir les MOX dans une fraction de leur cœur. Il résulterait de cette option que l'activité en France sur l'utilisation du plutonium dans le cycle de combustible, donc l'utilisation des MOX dans les EPR de la Génération III et aussi l'étude des surgénérateurs GEN IV, pourrait continuer. Nous y reviendrons en deuxième partie, dans la Section 3.2.

Si on ne remplace pas ces REP 900 MWe, il faudra déterminer ce qu'on ferait du plutonium produit dans les UOX du cycle de combustible du parc des REP. Veut-on continuer à le séparer chimiquement à l'usine de La Hague ? Qu'en fera-t-on ensuite, une fois ajouté aux 200 tonnes de Pu déjà présentes dans les UOX et les MOX non retraités, présents dans les piscines<sup>4</sup> ? Pour les UOX irradiés, il faudrait attendre quatre décennies, et pour les MOX irradiés, environ huit décennies, pour qu'ils soient suffisamment refroidis afin de pouvoir les enfouir dans un site souterrain ultime. En attendant, où va-t-on les entreposer ? Dans quels conteneurs ? Des conteneurs refroidis par des gaz, comme aux États-Unis ?

Si on ne prévoit plus d'accumuler du plutonium, donc de préparer la Génération IV (les RNR), est-ce effectuer un premier pas conduisant à sortir de l'indépendance énergétique à long terme ?

## 3. Les conséquences d'un arrêt des REP 900 MWe pour la Génération III et la Génération IV, puis sur le contrôle de la prolifération

3.1. *Conséquences de l'arrêt éventuel de REP 900 MWe, sans exutoire de remplacement pour le plutonium (actuellement, ce sont les REP 900 MWe qui assurent seuls cette tâche) sur le déploiement à moyen terme des réacteurs de Génération III*

**Premier fait physique.** Le cœur des EPR de la Génération III a été conçu pour avoir une physique neutronique adaptée à recevoir une partie de son chargement de combustibles en MOX aussi bien qu'en UOX.

**Deuxième fait physique.** L'exploitant du parc électronucléaire français fait retraiter seulement une partie des combustibles UOX irradiés afin de ne pas augmenter le stock existant de plutonium extrait de ceux-ci. Pour cela, l'exploitant réalise l'égalité des flux de plutonium rentrant dans tel ou tel REP 900 MWe et des flux de plutonium envoyés pour séparation chimique des UOX irradiés à l'usine de retraitement de La Hague.

**Option 1.** Si l'arrêt de chaque REP 900 MWe «moxé» est compensé par la mise en service de la portion de puissance équivalente en EPR, la transformation de la plus grande partie du plutonium formé dans les UOX continuera d'alimenter les usines<sup>5</sup> qui concourent à la fabrication des MOX. Ceux-ci seraient donc irradiés, d'abord dans les REP 900 qui ne seraient pas encore fermés, comme actuellement, puis, après fermeture de ceux-ci, dans les EPR.

La composition isotopique du plutonium, après ces irradiations dans les EPR, lui permettrait encore de servir de combustible pour les futurs RNR de la Génération IV grâce au spectre de neutrons rapides de ceux-ci.

<sup>4</sup> La répartition des entreposages des diverses quantités de plutonium est indiquée en note 18 de l'Annexe A.

<sup>5</sup> Voir leur liste en Annexe B.

**Option 2.** Si l'arrêt des REP 900, quel que soit sa date, ne s'accompagne pas de la mise en service d'une puissance électrique équivalente en EPR, tout le cycle de combustible des MOX devrait s'arrêter progressivement en une douzaine d'années. Cela devrait alors entraîner rapidement l'arrêt des installations de ce cycle du MOX (voir le détail de ces installations et des processus du cycle du MOX qui y ont lieu dans l'Annexe B.1 à B.8). Compte tenu du délai cité ci dessus, il faudrait commencer dès maintenant l'arrêt de ces usines du cycle du combustible MOX, mais aussi du retraitement qui les alimente en plutonium issu des REP irradiés.

À ces conséquences sur le cycle de combustible des MOX, il faut ajouter que ne pas remplacer les 25 à 28 REP 900 MWe qui représentent 20 à 30% de la puissance signifie aussi qu'on renonce à l'autre exutoire des MOX, donc du plutonium, qui est l'EPR. De plus, cela entraînerait une expérience insuffisante des EPR, réduite en France au seul Flamanville. Il ne resterait, comme offres internationales industrielles, que celles des entreprises américano-japonaises, russes, coréennes, chinoises.

Ce qui resterait du nucléaire civil (outre les 5 REP 900 MWe<sup>6</sup> qui ne sont pas aujourd'hui autorisées à charger des MOX), serait les 24 REP 1300 MWe. Quand au cycle de combustible, outre la fermeture de celui du MOX, il faudrait fermer la plus grande partie du reste, concernant le retraitement et l'aval de ce processus, puisque la production supplémentaire de Pu deviendrait un embarras.

### 3.2. Quelles conséquences de l'arrêt des REP 900 MWe (sans précaution sur le cycle des combustibles MOX) sur le déploiement de la Génération IV ?

Pour préparer le déploiement de surgénérateurs pouvant succéder à long terme aux REP actuels et aux EPR de la Génération III, il faudrait, en particulier, préparer le stock de plutonium nécessaire. Nous avons vu que l'exploitant du parc électronucléaire de la France possède actuellement environ 200 tonnes de plutonium dans les UOX irradiés non retraités et dans les MOX irradiés. Une charge de réacteur de 1 GWe<sup>7</sup> contient de l'ordre de 50 à 70 tonnes de métal lourd, soit, avec un taux de Pu de 20%, 10 à 14 tonnes de Pu.

L'obtention du plutonium nécessaire pour la Génération IV nécessite que le plutonium continue de s'accumuler, donc que les UOX soient retraités. Pour éviter que le Pu reste sous forme séparée, il est essentiel que les MOX en modifient la composition isotopique, donc que les MOX continuent, aussi, et que si on arrête les REP 900 MWe, on les remplace par des EPR.

Nous constatons qu'il y a une liaison, directe et indirecte, à long terme, entre les calendriers d'arrêt des centrales REP 900 MWe de la France et le calendrier d'accumulation du plutonium, partie importante du cycle de combustible pour les réacteurs de Génération IV. Mais alors, y a-t-il une spécificité dans les installations électronucléaires françaises qui expliquerait ce phénomène ? Si oui, en quoi consisterait-elle ?

Depuis le début des années 1970, une des priorités des organismes de recherche publique en France, comme dans d'autres grandes nations nucléaires, est celui de la recherche et développement dans les surgénérateurs (GEN IV). C'est pour préparer le plutonium de leurs combustibles nucléaires que les installations de retraitement ont été étudiées, réalisées, exploitées sur le site de l'usine de La Hague. Mais le succès scientifique, technique, industriel, économique des REP dans le monde, et donc aussi en France, allié au ralentissement de la croissance de l'énergie électronucléaire installée, a conduit à développer bien plus longtemps cette filière, en repoussant le développement des surgénérateurs.

### 3.3. Que fait-on dans tous les pays nucléaires du monde des isotopes du plutonium formés dans les centrales électronucléaires ? (voir [5])

Les isotopes du plutonium sont mêlés, dans le monde, à des préoccupations nationales plutôt que commerciales pour les producteurs d'électricité qui les produisent dans leurs centrales électronucléaires. Ainsi, nous avons dit plus haut que les grands pays nucléaires n'extraient plus le plutonium de leur cycle de combustible.

La France, avec ses 200 tonnes de plutonium issues de son parc électronucléaire, est un acteur majeur et particulier. Pour la France, que faire du Pu formé dans les UOX et les MOX des REP 900 MWe et des REP 1300 MWe<sup>8</sup> ?

Ne devrait-elle pas avoir un plan plutonium ? Ce plan concernerait tous les sujets scientifiques développés dans la présente note.

Les éventuels renoncements à la Génération III et à la Génération IV, c'est-à-dire aux sources d'électricité à moyen terme et à long terme, ne constituent-ils pas des abandons progressifs de notre indépendance énergétique ?

### 3.4. Les procédés et les installations du cycle du combustible contenant du plutonium et la prolifération

Soulignons que le cycle du plutonium est l'un des passages obligés qui doit être développé (du seul point de vue scientifique et technique examiné dans cette note) dans tous les pays qui veulent développer ou accéder à l'armement nucléaire. Pour cet objectif, ils doivent ajouter à leurs centrales électronucléaires un cycle de combustible qui leur soit propre et réservé, sans contrôle international. Toutefois, les techniques de base de séparation chimique du plutonium, d'enrichissement de l'uranium, etc. sont actuellement analogues, qu'il s'agisse de nucléaire civil ou militaire.

<sup>6</sup> La liste de ces centrales est explicitée en Annexe A, à la Section A.2.

<sup>7</sup> Le GWe (gigawatt électrique) et le MWe mesurent la puissance réellement fournie au réseau, par opposition au gigawatt thermique.

<sup>8</sup> Voir la composition type de ces plutonium issus des UOX ou des MOX en Annexes A et B (voir aussi [2], pages 109–110).

Ainsi, les éventuels renoncements de la France sur son cycle du combustible, en particulier concernant le plutonium, donc les MOX, nous amèneraient, à long terme, à perdre le savoir-faire relatif à ces techniques. Comment pourrions-nous donc contribuer à la maîtrise de la prolifération, à travers les traités internationaux, les négociations de l'ONU et donc de son agence spécialisée, l'Agence internationale de l'énergie atomique ?

La recommandation de celle-ci est d'obtenir une maîtrise de la prolifération par le contrôle international du cycle des combustibles.

Si la France renonçait à sa maîtrise complète du cycle du plutonium, son rôle international en serait diminué, voire supprimé dans les négociations internationales et la réalisation de ce projet de contrôle.

Ne pas conserver les savoir-faire et les technologies de séparation du plutonium, ce serait sortir du « club » des nations qui, déjà dotées d'armes nucléaires et d'installations pour le maintenir en état, voudraient contribuer à maîtriser les diverses catégories de prolifération.

Nous pouvons donc résumer le rôle du plutonium en deux aspects contradictoires :

- 1 : Dans un réacteur nucléaire REP, le plutonium se forme spontanément par captures de neutrons dans l'U 238. Il y fournit gratuitement près d'un tiers de la puissance. Dans un RNR, le plutonium est un excellent combustible, bien meilleur que l'uranium 235. De plus, le plutonium se sépare par des opérations chimiques alors que séparer l'uranium 235 exige une séparation isotopique plus complexe.
- 2 : Dans l'aval de cette irradiation dans les REP, les isotopes du plutonium, avec leurs noyaux de descendants, sont les plus actifs<sup>9</sup> des noyaux d'actinides restant des combustibles irradiés, du point de vue de la puissance résiduelle et de la radioactivité.

C'est à cause de cette opposition que les décisions sont si délicates à prendre pour les diverses mises en œuvre possibles du plutonium.

**Encadré : la sûreté, la sécurité, la radioprotection des travailleurs et des populations.**

Cette réflexion implique donc, non seulement la sûreté des centrales nucléaires (citées ici par l'intermédiaire des REP 900 MWe et 1300 MWe du parc électronucléaire), mais aussi par toutes les installations du cycle de combustibles, les procédés qu'elles mettent en jeu et donc leurs interactions et notamment les transports entre elles. Nous avons dans cette note examiné ce qui concerne le plutonium [5], en faisant l'hypothèse que toutes les recommandations de l'Autorité de sûreté nucléaire pour la totalité du nucléaire de France sont appliquées intégralement. Les aspects scientifiques de la sûreté nucléaire et de la radioprotection ont été examinés par l'Académie des sciences [9].

#### 4. Perspectives

4.1. *L'arrêt, à moyen terme, des REP 900 MWe se situerait à une croisée des chemins pour le plutonium accumulé en France dans les piscines*

Résumons les liaisons citées ci-dessus. Y a-t-il une (ou des) relation(s), à moyen et long terme, entre les calendriers d'arrêt des centrales REP 900 MWe et la maîtrise du cycle du plutonium ? Si oui, laquelle ? À quelles échelles de temps ? De toute façon, il faudra bien dans le futur arrêter progressivement cette vingtaine de REP 900 MWe. Il y aura alors plusieurs options. L'une d'elles sera de les remplacer par l'équivalent énergétique<sup>10</sup> en EPR/GEN III, qui peut lui aussi accueillir les MOX dans une fraction de leur cœur. Il résulterait de cette option que l'activité en France liée à l'utilisation du Pu et donc l'étude des surgénérateurs de Génération IV pourrait continuer.

4.2. *Un exemple de calendrier de sortie de cette situation*

**Encadré : Un exercice de scénario d'introduction des GEN IV dans le parc de production électrique de la France**

Les dates des autorisations de début de fonctionnement des centrales nucléaires du producteur actuel d'électricité amèneraient, avec l'hypothèse d'une durée de vie de 60 ans des REP actuels du parc, si on voulait garder la même production de puissance électrique, à remplacer ce parc, au fur et à mesure de ses arrêts, par 40 réacteurs de la Génération III (aujourd'hui appelés EPR en France) entre 2032 et 2044. Si on fait la même hypothèse d'une durée de vie de 60 ans de ces EPR, leur remplacement pourra s'échelonner entre 2092 et 2104. L'introduction de réacteurs de la GEN IV pourrait alors se faire, à un rythme dépendant notamment des disponibilités de plutonium (voir [23] pour l'étude détaillée de ces limites de disponibilité du plutonium pour les premières charges de ces RNR, en fonction du fluide caloporteur retenu pour ce premier RNR).

<sup>9</sup> Voir documents 53, 54, 55, 56, 58, 59, 60, 62, pages 240 à 249 de [2].

<sup>10</sup> Prendre comme critère de comparaison l'identité des productions électriques cumulées sur un cycle d'irradiation, respectivement d'un REP chargé en UOX et d'un REP chargé en MOX, n'est qu'une des possibilités. On pourrait aussi prendre pour critère la consommation de matière rare par unité d'énergie électrique produite.

Ces remarques s'étendent à tous les pays voulant pérenniser l'utilisation de l'énergie nucléaire à long terme. On y notera le rôle essentiel qu'y joue le plutonium, avec ses isotopes 238, 239, 240, 241, 242 et leurs descendants tels que l'américium 241. Les demi-vies et les types de désintégration de ces éléments ( $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$ , fission spontanée avec émission de neutrons) sont au cœur de la physique étudiée par la présente note. Ces phénomènes dépendent du taux de combustion des UOX irradiés et des MOX irradiés d'où ont été séparés ces noyaux. Ils dépendent aussi de la durée écoulée depuis la fin de l'irradiation, puisque certains noyaux ont des vies courtes (par exemple, le  $^{241}\text{Pu}$ , avec 14,4 ans) et des teneurs initiales des noyaux fissiles dans les UOX et les MOX. Le lecteur trouvera des exemples dans l'Annexe A, A.4 et dans l'Annexe B, B.8. Aucune réflexion sur le nucléaire civil et sur la prolifération ne peut les ignorer.

## 5. Conclusion

Le système nucléaire est non seulement complexe de par les opérations qu'il requiert, mais aussi parce que ses sous-systèmes sont liés fortement dans le temps et l'espace, aussi bien que les processus qui y participent, et notamment les radionucléides et leurs descendants. Nous avons vu également les profondes liaisons internationales qui lient les systèmes nucléaires des nations, mais aussi ceux des organismes et des acteurs extérieurs à la France, avec des objectifs qui ne sont pas toujours les nôtres, ni ceux de l'Europe.

Comme beaucoup d'entreprises humaines, ce système nucléaire de la France a besoin, à tout moment, en toutes circonstances, partout, de rigueur, de vue d'ensemble pour le maîtriser. Les faits de nature scientifique sont seuls évoqués ici, se font admettre et quelquefois s'imposent dans les débats de la sphère publique. Encore faut-il en vérifier la véracité par les procédés scientifiques usuels. C'est l'ambition de ce document que d'y contribuer modestement par les références et la recherche des phénomènes physiques, physico-chimiques et mécaniques sous jacents.

## Remerciements

Les auteurs remercient Jacques Villain pour ses observations scientifiques très positives.

## Annexe A. La planification actuelle des réacteurs du parc électronucléaire de la France

### *Description du parc électro nucléaire de la France, de ses évolutions en cours depuis quatre décennies et des nouvelles générations projetées.*

#### A.1. Les composants de ce système nucléaire civil

L'ensemble des centrales électronucléaires françaises actuelles, qui sont des REP (en anglais PWR, *Pressurised Water Reactor*) est un sous-système complexe (voir [1–6]). Il est en relation étroite avec d'autres systèmes du nucléaire de la France. Toutes les actions sur ces systèmes ont des répercussions en aval sur ces autres systèmes, mais aussi en amont, à moyen terme.

Le processus d'élaboration et de traitement des éléments combustibles, est un deuxième sous-système appelé « cycle de combustible ». Il comporte trois parts qui se succèdent : 1, la fabrication des éléments combustibles, dite « amont », 2, le chargement en réacteur et l'irradiation des combustibles, 3, le déchargement, le lavage, les manutentions de sortie du bâtiment réacteur, le refroidissement en piscine liée à la centrale, l'entreposage des combustibles usés et des déchets de toutes catégories issus des phases précédentes de ce cycle, l'enfouissement dans un site de stockage ultime [7,17,22,34]. La phase 3 est dite l'aval du cycle du combustible.

Un troisième sous-système est formé par les activités ayant pour objectif la radioprotection des personnes concernées à plus ou moins long terme, par tous les processus et les installations liés à une centrale (mesure des causes et des effets sur les personnes, élaboration de limites d'irradiation, de réglementations, de normes, de dosimétrie, d'instrumentation, de consignes, de contrôle, de suivi des personnes, etc.) [3,9,10,24].

Un quatrième sous-système comporte tout ce qui concerne la sûreté nucléaire pour laquelle nous renvoyons à l'Annexe C, note 30.

Un cinquième sous-système comprend toutes les activités scientifiques et technologiques, installations pour les mettre en œuvre, formation des personnes, etc. liées aux éventuelles proliférations, comme l'ont démontré les savoir-faire de l'usine de séparation des isotopes de l'uranium<sup>11</sup> par centrifugation à Urenco [5,27]. Les aspects économiques, sociaux, financiers, d'évaluation et de management des risques, des assurances, de garantie, environnementaux, internationaux, etc. constituent

<sup>11</sup> Enrichissement par diffusion gazeuse, par centrifugation, par procédé chimique, par laser et sous forme métallique et aussi moléculaire (voir [4]), l'énergie nécessaire par atome séparé diminuant de quelques milliers de keV à quelques centaines de keV, soit un gain d'environ 50 par atome de  $^{235}\text{U}$  séparé. La raison en est que le travail de séparation se rapproche d'un chemin thermodynamique réversible (voir [2,3] et [1]). La facilité des branchements entre les cascades de centrifugation permet d'en réserver quelques-unes à l'enrichissement de l'uranium issu du retraitement, qui contient encore environ 1% de l'isotope 235, mais aussi des traces des isotopes 236 U (demi-vie  $\alpha$  :  $2,34 \times 10^7$  ans; teneur par rapport à l'U 238 d'environ 0,4% après une irradiation de 33 GWj/tmli) et  $^{234}\text{U}$ . (demi-vie  $\alpha$  :  $2,45 \times 10^5$  ans; teneur de 0,02% après une irradiation de 33 GWj/tmli) (voir p. 572 de [7]), qui diminuent l'efficacité des barrières de diffusion.

un sixième sous-système, ici considéré comme hors du sujet de cette note, qui n'examine que les aspects scientifiques et techniques.

## A.2. Liste des centrales électronucléaires en service avec leurs réacteurs

La partie la plus ancienne du parc électronucléaire actuel de la France comporte des ensembles dits « paliers » de centrales MW, dites paires de « tranches », dont la puissance nominale nette va de 1760 MWe à 1840 MWe ( $900 \text{ MWe} \times 2$ ), c'est-à-dire, pour chaque centrale, deux REP 900 MWe. Elles ont été mises en service entre février 1978 pour la plus ancienne (Fessenheim 1, 2) et novembre 1984 pour la dernière (Cruas 3, 4). Les seuls des 58 réacteurs REP de la France qui ont des propriétés neutroniques ajustables telles qu'ils puissent accepter des MOX sont les 34 REP 900 MWe dont la liste suit. Parmi eux, seuls 20 disposent de l'autorisation administrative.

- Fessenheim 1, 2 (autorisation de fonctionnement en date du 03/02/1972),
- Bugey 2, 3, 4, 5 (autorisation de fonctionnement en date du 27/07/1976),
- Tricastin 1, 2, 3, 4 (autorisation administrative du 02/07/1976, « 4 réacteurs moxés »; année du premier chargement en MOX : 1996),
- Blayais 1, 2, 3, 4 (autorisation de fonctionnement en date du 14/06/1976, « 2 réacteurs moxés »; année du premier chargement en MOX : 1994),
- Dampierre 1, 2, 3, 4 (autorisation de fonctionnement en date du 14/06/1976, « 4 réacteurs moxés »; année du premier chargement en MOX : 1990),
- Gravelines 1, 2, 3, 4, 5, 6 (autorisation de fonctionnement en date du 24/10/1977, « 4 réacteurs moxés »; année du premier chargement en MOX : 1989),
- Saint Laurent-des-Eaux 1, 2 (autorisation de fonctionnement en date de 1971 ; « 2 réacteurs moxés »; année du premier chargement en MOX : 1987<sup>12</sup>)
- Chinon 1, 2, 3, 4 (autorisation de fonctionnement en date du 04/12/1979, « 4 réacteurs moxés »; année du premier chargement en MOX : 1999)
- Cruas 1, 2, 3, 4 (autorisation de fonctionnement en date du 08/12/1980).

### Les REP 900 MWe moxés en France

Il y a donc actuellement, à Tricastin, Blayais, Dampierre, Gravelines, Saint-Laurent-des-Eaux et Chinon, 20 réacteurs nucléaires autorisés à irradier des MOX. Ce sont tous des REP 900 MWe dits CPY, soit 27% de la puissance installée. Les cœurs de ces réacteurs peuvent accueillir, au plus, un tiers de chargement en MOX, le reste étant en UOX. Ces MOX restent dans le cœur pendant trois cycles, soit 38 GWj/t de métal lourd initial. La partie de la charge qui est en UOX peut rester pendant 4 cycles, soit 45 GWj/t. Il est prévu d'augmenter la durée d'irradiation des MOX en la portant à 4 cycles (soit environ 50 GWj/t) en portant la teneur en plutonium des MOX à 8,6%.

L'objectif de cette opération d'exploitation du cycle de combustible est de recycler, chaque année, une plus grande portion du plutonium produit annuellement par l'irradiation des UOX du parc.

Une des caractéristiques de cet ensemble, c'est que leurs constructions se sont effectuées sur une très courte durée. Cette contrainte va se retrouver pour leurs dates d'arrêt.

Le « palier » 1300 MWe comporte 10 doubles tranches de puissances 2565 et 2620 MWe de Paluel 1, 2 (autorisation de fonctionnement du 10/11/1978) à Golfech (autorisation de fonctionner du 03/03/1983). Il faut y ajouter le « palier » 1450 MWe plus récent de Chooz 1, 2 (autorisation du 09/10/1984) et Civaux 1, 2 (autorisation du 06/12/1993).

En tout, en France, il y a 58 tranches en activité actuellement.

Dans le parc électronucléaire français actuel, formé de REP, seuls les REP de 900 MWe ont suffisamment de réserves de variation ajustable de réactivité pour supporter la perturbation du spectre énergétique des neutrons entraînée par le remplacement de quelques éléments combustibles UOX dans le cœur par des éléments combustibles MOX. En effet, les MOX sont plus absorbants pour les neutrons, tant dans la partie rapide que dans les résonances. Ces augmentations d'absorption des neutrons durcissent le spectre des neutrons (voir [Annexe B, B.13](#)). Les absorbants de neutrons deviennent ainsi de moins en moins efficaces durant le cycle d'irradiation. Il arrive un état où il faut ajouter un autre absorbant pour contrôler la réaction en chaîne. Ces absorbants sont placés dans des grappes que, seuls, les couvercles des REP 900 MWe permettent d'introduire dans le cœur du réacteur. Là, ces grappes absorbantes supplémentaires agissent sur la dynamique du cœur du réacteur considéré, quand cela est nécessaire.<sup>13</sup>

<sup>12</sup> Avant toutes ces dates, les autorités allemandes avaient commencé à charger leurs centrales en MOX en 1972. Dix réacteurs ont ainsi été « moxés ».

<sup>13</sup> Voir les détails en [Annexe C](#) et « conclusion » de [36], page 379, « The intrinsic safety ».

Encore n'est-il pas possible d'aller au-delà d'une proportion d'un tiers du cœur où les UOX seraient remplacés par des MOX. Cette réserve ajustable de réactivité du cœur du REP lui permet aussi de maintenir la réaction en chaîne malgré la diminution progressive du nombre de noyaux d'uranium 235 au fur et à mesure de leur fission.

La puissance des REP à 1300 MWe a été obtenue en allongeant les éléments combustibles UOX de 4,58 m à 4,796 m, le nombre d'assemblages combustibles de 157 à 193, la masse d'un assemblage de 649 kg à 760 kg, l'enrichissement en U 235 de 3,7% à 3,5% [7]. La prochaine génération de REP, dite EPR (European Pressurized Reactor) est conçue pour avoir suffisamment de réserve de variation d'absorbant de neutrons pour permettre de remplacer, dans le futur, tout le cœur par des MOX. C'est le cas de la centrale de Flamanville.

En cas de baisse de 79% à 50% de la puissance électronucléaire,  $79\% - 50\% = 29\%$  de la puissance serait supprimée, soit 27 réacteurs REP. Des 34 REP 900 MWe existant aujourd'hui, il resterait  $34 - 27 = 7$  REP 900 MWe.

Il y a des MOX irradiés dans des centrales nucléaires d'Allemagne, de Suisse, de Belgique, du Japon (en particulier, le réacteur 3 de la centrale de Fukushima Dai-ichi).

### A.3. Les projets en cours

**EPR :** L'EPR (European Power Reactor) refroidi par de l'eau sous pression et pouvant fonctionner au MOX, est un réacteur dit de Génération III, développé en France, d'abord, avec les partenaires allemands concernés par la sûreté, l'exploitation, la fabrication en usine, la construction sur le site, le contrôle-commande. Les autres pays nucléaires ont développé et offrent à leurs clients des réacteurs analogues dans cette gamme de puissance : Advanced Passive 1000 (AP-1000, États-Unis, Japon); Water-Water Energetic Reactor-1200 (VVER-1200, Russie); Advanced Power Reactor-1400 (APR-1400; Corée du Sud).

**GEN IV :** Préparer du plutonium pour la Génération IV (GEN IV) doit prendre en compte tant les premières charges de plutonium et d'uranium appauvri que les suivantes. Ce calcul se fait à partir de celui d'une charge de RNR de 1 GWe, soit environ 50 à 70 tonnes de métal lourd, par exemple, avec un taux de Pu de 20%, 10 à 14 tonnes de Pu.

### A.4. Le cycle du combustible

#### A.4.1. Les UOX

Il existe trois catégories d'éléments combustibles UOX : UOX1, UOX2, UOX3. Ils diffèrent par leurs enrichissements en  $^{235}\text{U}$  : 3,5% ; 3,7% ; 4,5%. Ces augmentations de concentration par assemblage combustible permettent d'augmenter la durée d'irradiation de ces assemblages, donc l'énergie thermique qu'on en retire : respectivement, 33 «GWj/t de métal lourd initial», 45 «GWj/t», 60 GWj/t. En fin d'irradiation, par exemple, d'un élément combustible UOX2, la quantité de plutonium qui s'est formée in situ, compte tenu de ce qui est alors transmuté par absorption de neutrons, est de 11 kg de Pu par tonne de métal lourd initial, soit une concentration d'environ 1% massique en fin d'irradiation. Il faut y ajouter 0,42 kg d'américium 241 par tonne de métal lourd initial, et 0,08 kg de curium 244. La composition massique de ce plutonium est :  $^{238}\text{Pu}$ , 2,8% ;  $^{239}\text{Pu}$ , 52% ;  $^{240}\text{Pu}$ , 24,6% ;  $^{241}\text{Pu}$ , 11,1% ;  $^{242}\text{Pu}$ , 7,7%. Le plutonium extrait des UOX irradié contient, outre l'isotope 239 (52,4% du plutonium), émetteur de rayons  $\alpha$ , l'isotope 238 (3%), puissant émetteur  $\alpha$ , l'isotope 240 (24,5%) émetteur de rayons  $\alpha$  et de neutrons par fission spontanée [26], l'isotope 241 (12,3%), puissant émetteur  $\beta^{14}$ , et le 242 Pu (7,8%). (Voir pages 109–110 de [2].)

Les caractéristiques de fission de ce mélange d'isotopes sont très inférieures à celles du  $^{239}\text{Pu}$  (une différence de  $-40\%$  a été suggérée). Si on veut utiliser un tel corps affaibli, il faut impérieusement que le spectre des neutrons soit rapide [25]. C'est le cas des RNR, surgénérateurs de Génération IV. Si, au contraire, on veut éliminer le plutonium irradié et ses descendants complètement, c'est une entreprise a priori difficile, que personne n'a réussi à l'échelle 1, amont et aval du cycle de combustible compris, parmi les nations nucléaires. L'étude approfondie de l'économie des neutrons de ces systèmes nucléaires novateurs a été réalisée dans [12] et conclut à la faisabilité en ce qui concerne cette économie des neutrons. Resteraient beaucoup de problèmes de matériaux, de thermodynamique, de physicochimie, de chimie, de radioprotection, etc. Il n'est pas démontré qu'ils soient solubles.

Les caractéristiques des UOX irradiés, en ce qui concerne les corps fissiles et les transuraniens, sont données en pages 109–110 de [2]. Les caractéristiques commandant leur refroidissement sont données en pages 250–255 et documents 53–63 de [2] et aussi dans [4].

#### A.4.2. Les MOX

L'Annexe B analyse en détail le cas des MOX. Elle montre que son cycle est plus complexe que celui des UOX, ce qui le rendrait plus fragile à des variations de systèmes brutaux. Une interruption totale serait en fait vraisemblable dans le cas considéré d'une réduction ample et rapide du fonctionnement des REP 900 MWe, qui, nous l'avons vu, fermerait aussi la voie du MOX au futur de l'électronucléaire français.

<sup>14</sup> Et surtout père de l'américium 241 (émetteur très puissant de  $\alpha$ , le pire de tous les émetteurs de radioactivité  $\alpha$  des déchets radioactifs, etc., exigeant un refroidissement permanent d'environ 60–80 ans avant de pouvoir l'enfouir, dans le cadre de la loi du 28 juin 2006) en refroidissement passif, et du  $^{242}\text{Pu}$  (7,8% du plutonium). (Voir pages 109–110 de [2].)



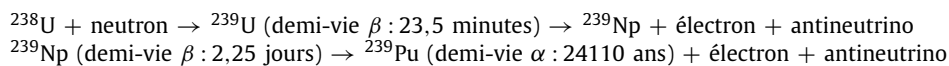
Par ailleurs, le cycle des MOX est aussi très lent. Ainsi, la quantité de MOX irradié à entreposer en attendant d'en extraire le plutonium pour les premières charges d'éléments combustibles des futurs surgénérateurs dépend du calendrier de ceux-ci (voir document 17, page 216 de [2]). Elle est considérable et influe sur l'élaboration des calendriers scientifiques et techniques de la Génération IV. Ces travaux scientifiques et techniques sont si importants qu'il est nécessaire de les intensifier dès maintenant dans le cadre du projet de quatrième génération dit Astrid.

Les caractéristiques des UOX irradiés, en ce qui concerne les corps fissiles et les transuraniens, sont données en pages 109–110 de [2]. Les caractéristiques commandant leur refroidissement sont données en pages 250–255 et documents 53–63 de [2] et de [4].

La production annuelle nominale de l'usine Melox (située sur le site nucléaire de Marcoule) est d'environ 140 tonnes de combustible MOX, en tonnes de métal lourd.

#### A.4.3. L'irradiation

Nous avons déjà signalé que les REP 900 MWe, dans le parc électronucléaire de la France, sont les seuls à disposer d'assez de réactivité pour accueillir les absorbants de neutrons. Il s'agit évidemment du  $^{239}\text{Pu}$ , par les réactions nucléaires :



D'autres actinides, formés par les irradiations et les désintégrations des isotopes de l'uranium introduits dans les REP, capturent les neutrons sans donner de fission, donc diminuent la réactivité. Dans les REP 900 MWe, cette « économie des neutrons » est très favorable (voir document 123, page 295 de [2]).

On a vu que la conception des REP 1300 MWe a utilisé cette excellente physique des neutrons des REP 900 MWe pour allonger la taille des éléments combustible UOX ainsi que leur nombre, accroissant ainsi le volume du cœur, donc la puissance thermique que l'on peut extraire du réacteur à puissance constante et par suite à paramètres thermodynamiques intensifs constants.

L'un des phénomènes physiques majeurs qui limite cette durée d'irradiation est la réactivité du cœur chargé en éléments combustibles neufs (ainsi que la tenue sous irradiation, température, gradients de tensions mécaniques et donc déformations, vieillissement et fatigue thermique, etc., des matériaux, voir [4,28]). Nous y reviendrons en [Annexe B.](#)) La réaction de fission en chaîne peut continuer tant qu'il y a plus de neutrons produits par fission que de neutrons absorbés par capture de neutrons. Certains des produits de fission sont de puissants absorbants de neutrons ([Annexe C](#), note 33).

Le pourcentage d'uranium 235 dans l'uranium utilisé dans la fabrication des pastilles d' $\text{UO}_2$  contrôle le maximum atteignable de la fluence de neutrons (de l'ordre de  $10^{22}$  neutrons par  $\text{cm}^2$ ). Il est aussi nécessaire que les matériaux de structures, dont la texture est bouleversée par l'irradiation et les hautes températures, conservent leurs performances mécaniques. Ces deux phénomènes, économie des neutrons, tenue des matériaux, entraînent en particulier des gradients de flux de neutrons, donc de puissance thermique, donc des gradients d'effort, de déformation et de tension [7,14,21].

#### A.4.4. Partie amont du cycle du combustible

L'enrichissement de l'uranium en son isotope 235 par diffusion gazeuse a fonctionné pendant plusieurs décennies avec succès. Actuellement, les industriels français ont choisi le procédé par centrifugation, qui à la fois requiert moins d'énergie par atome 235 séparé et aussi permet de traiter les isotopes 234 (demi-vie  $\alpha$  :  $2,45 \times 10^5$  ans) et 236 (demi-vie  $\alpha$  :  $2,3 \times 10^7$  ans) de l'uranium irradié, qui polluent les barrières de diffusion, empêchant l'enrichissement nouveau de l'uranium des UOX irradiés. Les chercheurs français avaient démontré la faisabilité scientifique d'un procédé chimique, et aussi d'un procédé par laser sous forme métallique et aussi moléculaire [4], l'énergie nécessaire par atome séparé diminuant de quelques milliers de keV à quelques centaines de keV.

#### A.4.5. L'irradiation et le taux de combustion

Rappelons une fois de plus ce fait essentiel pour la durée d'irradiation des combustibles, qu'avoir une haute réactivité initiale d'un cœur de réacteur, c'est avoir peu d'absorbant par fission dans l'économie des neutrons de ce cœur [4,7].

#### A.4.6. Partie aval du cycle du combustible

Insistons sur les durées de refroidissement différentes des divers isotopes, qui résultent des puissances résiduelles différentes. Par exemple, l'américium 241 a une demi-vie  $\alpha$  de 432,2 ans et le curium 244 une demi-vie  $\alpha$  de 18,1 ans. Ces phénomènes imposent dans le cycle de combustible des délais incontournables. Les proportions de ces isotopes des actinides sont aussi à prendre en compte, donc à évaluer. Pour les isotopes du plutonium, elles sont détaillées dans la Section [A.4.1](#) de la présente [Annexe A](#).

Répétons que la durée du refroidissement d'un élément MOX irradié, après le cycle considéré ici, et avant enfouissement dans un site de sécurité, est de l'ordre de huit à neuf décennies [2,4]. Elle est imposée par la demi-vie des isotopes, qui va de 14 ans à des dizaines de milliers d'années.<sup>15,16</sup>

En Suède, ces éléments combustibles UOX irradiés sont placés dans des conteneurs disposant d'une fonction de refroidissement et arrêtant les rayonnements, transportés par un bateau le long de la mer Baltique jusqu'à un port conduisant à une piscine souterraine creusée profondément dans le granit de ce site géologique. Aux États-Unis, les éléments combustibles UOX irradiés, sortis du cœur du réacteur, sont refroidis le plus rapidement possible, et placés dans des *casks* refroidis par circulation de gaz. Là, ces *casks* resteront tant pour le refroidissement que pour les entreposages et les placements dans des sites géologiques ultimes.

#### A.4.7. Le plutonium

Rappelons que la France produit environ 12 tonnes de plutonium [29] par an (voir documents 5 et 7 dans [2]), en sépare environ 8 tonnes<sup>17</sup> par an, les disperse dans les éléments MOX, les irradie tous et pour le présent, les entrepose dans les piscines centrales électronucléaires. Les options pour leur avenir sont précisées dans la loi du 28 juin 2006.

Les bases de cette évaluation sont simples : chaque année, le parc électronucléaire français brûle environ 50 à 60 tonnes de matières fissiles (fissions de l'U 235 et d'une partie du Pu 239 formé in situ), donc transforme cette masse en produits de fission, en neutrons, en neutrinos, en énergie cinétique des produits de fission, en rayons gamma – émis par les produits de fission environ  $2 \times 10^{-14}$  secondes après la fission –, et produit environ 10 à 12 tonnes<sup>18</sup> de plutonium par capture de neutrons dans l'U 238 (voir pages 101–102 de [2]).

Remémorons-nous que le refroidissement des éléments combustibles MOX irradiés sort des activités analysées dans cette note. Toutefois, il nous paraît nécessaire d'insister sur les durées de refroidissement différentes causées par les puissances résiduelles des divers isotopes en les désignant, par exemple l'américium 241 et le curium 244, qui sont autant de délais incontournables. Les proportions des isotopes des actinides sont aussi à prendre en compte, donc à évaluer. Pour les isotopes du plutonium, elles sont détaillées dans le Section A.4.1 de la présente Annexe A pour l'UOX irradié et les Sections B.15 et B.16 de l'Annexe B pour le MOX irradié, dans le cas de taux de combustion de 45 MW J/tonne.

Ce refroidissement des MOX après irradiation dure beaucoup plus longtemps que celui des UOX après irradiation, car il est dû à la désintégration  $\beta$  du Pu 241 (demi-vie : 14,35 ans),  $\alpha$  de l'américium 241 (demi-vie : 432,2 ans),  $\alpha$  du Pu 238 (demi-vie : 87,74 ans<sup>19</sup>),  $\alpha$  du curium 244 (demi-vie : 18,10 ans),  $\alpha$  du neptunium 237 (demi-vie :  $2,144 \times 10^6$  ans), etc. (voir [2,35]).

Nous avons vu que le Royaume-Uni ne veut plus utiliser son stock de plutonium séparé (environ 110 tonnes, sous forme d'un composé chimique), résultant de l'irradiation des éléments combustibles du parc électronucléaire de ses producteurs d'électricité, retraités à l'usine de Sellafield, sur la mer d'Irlande (actuellement en cours d'arrêt), et a procédé à un appel d'offres pour l'installation de réacteurs à neutrons rapides sur son sol, afin de le détruire sans accumuler trop de transuraniens, par un processus de courte irradiation (par exemple 60 à 90 jours), ce qui nécessiterait la construction de réacteurs à neutrons rapides, et leur exploitation pendant près d'un demi-siècle. Des processus différents de destruction du plutonium militaire, aux États-Unis et en Russie, sont en cours d'étude. Les acteurs français du nucléaire civil ont les compétences nécessaires pour traiter ces problèmes. On pourrait continuer la liste des options étudiées dans de nombreux laboratoires. Dans l'aval du cycle de combustible, la gestion du plutonium, avec ses isotopes radioactifs balayant une vaste gamme de durées, reste un problème délicat. Les acteurs français de ce domaine poursuivent depuis des décennies un projet scientifique cohérent.

<sup>15</sup> La demi-vie par fissions spontanées du curium 244 est de l'ordre de  $10^8$  fois celle du Pu 239, donc aussi l'émission de neutrons par noyau. Pour le <sup>240</sup>Pu, le nombre de fissions spontanées, donc de neutrons émis par noyau, est  $10^5$  fois celui du <sup>239</sup>Pu.

<sup>16</sup> Le plutonium 239, quoique émetteur  $\alpha$ , est celui qui pose le moins de problèmes dans le cycle du combustible. Ce sont les autres isotopes du plutonium (<sup>240</sup>, <sup>241</sup> et son descendant l'américium 241, le <sup>238</sup>Pu, le <sup>242</sup>Pu et leurs descendants) qui interfèrent avec les délais des techniques, des procédés et de l'ingénierie. À l'échelle du milligramme, tout est possible pour manipuler ces isotopes. Mais ce n'est plus le cas quand on produit des tonnes de plutonium par an.

<sup>17</sup> Ce nombre est décidé afin de satisfaire à l'égalité de flux du plutonium séparé et du flux de plutonium introduit dans les MOX et de là, dans les 20 REP 900 MWe autorisés par le gouvernement, dite règle de l'égalité des flux de plutonium, afin que le stock de plutonium existant et séparé n'augmente pas en France. Pour chaque arrêt de REP 900 MWe, il faudrait arrêter 12 ans à l'avance la capacité correspondante des usines du cycle du combustible associé, soit environ un vingtième de sa capacité. Au bout de ces 20 réductions successives il ne resterait plus d'activité dans toutes ces usines du cycle du combustible lié au plutonium, c'est-à-dire l'usine de retraitement de La Hague, l'usine Melox à Marcoule, etc. (voir §3.2, page 113 de [2]).

<sup>18</sup> Chaque nation adhérente à l'AIEA de l'ONU doit déclarer annuellement son stock de plutonium civil et ses lieux d'entreposage. Pour la France, par exemple, en 2006 : 1, plutonium séparé entreposé dans les usines de retraitement, 49 tonnes ; 2, plutonium séparé en cours de fabrication dans des usines de fabrication de combustible, 13 tonnes ; 3, plutonium contenu dans du combustible MOX, 20 tonnes ; 4, plutonium contenu dans du combustible irradié sur des sites de réacteurs civil, 95 tonnes ; 5, plutonium contenu dans du combustibles irradiés dans les usines de retraitement, 110 tonnes ; soit, en tout, environ 200 tonnes. Les nombres correspondant dans d'autres pays ayant une activité importante en nucléaire civil sont, en tonnes du plutonium : Allemagne, 90 tonnes et 130 tonnes en 2022 ; Grande-Bretagne, 112 tonnes ; États-Unis, 480 tonnes ; Japon, 130 tonnes ; Russie, 110 tonnes [31].

<sup>19</sup> Nous pouvons mesurer l'importance relative dans la puissance résiduelle provenant des isotopes du plutonium par l'exemple du <sup>238</sup>Pu. Un gramme de <sup>238</sup>Pu engendre une puissance thermique de 0,57 W/g. Un gramme de <sup>239</sup>Pu engendre  $2 \times 10^{-3}$  W/g. Ce <sup>238</sup>Pu émet  $2,5 \times 10^3$  neutrons/s. g. Le <sup>239</sup>Pu en émet  $2,2 \times 10^{-2}$  n/s.gramme.

#### A.4.8. Partie aval du cycle du combustible

Un exemple. La puissance dite résiduelle est de 0,2% au bout d'un an de sortie du cœur en fonctionnement nominal. On en trouvera une liste aux pages 492–493 de [4].

#### A.4.9. La séparation chimique du plutonium (= retraitement) : ses procédés, ses installations

L'usine de retraitement de La Hague utilise (avec des perfectionnements considérables) le procédé Purex inventé par Glen Seaborg, à l'université de Chicago, pendant la deuxième guerre mondiale pour extraire le plutonium de l'uranium irradié dans les réacteurs. Le procédé aqueux, à température proche de l'ambiante, a conduit à des performances scientifiques et techniques de haut niveau pour la séparation chimique [11,18,20].

#### A.4.10. Le démantèlement des réacteurs et des autres installations du cycle du combustible

Il y actuellement dans le monde 11 centrales électronucléaires arrêtées définitivement à la suite d'un accident ou d'un incident. Quatre-vingt-seize autres centrales sont arrêtées définitivement au terme de leur autorisation administrative d'exploitation (en général, une trentaine d'années, nombre lié à l'état de vétusté des équipements de la centrale considérée) ou parce qu'elles ne sont plus rentables sur le plan économique. Vingt-cinq centrales ont été arrêtées prématurément par rapport à leurs autorisations initiales de fonctionner pour des raisons politiques. Il faudra ajouter à cette liste de centrales électronucléaires arrêtées celles d'Allemagne et celles du Japon, au fur et à mesure des arrêts de chaque centrale. Ainsi, avant la décision du gouvernement allemand, il y avait déjà 11 centrales électronucléaires arrêtées. En France, il y a aujourd'hui 13 centrales électronucléaires arrêtées et en cours de démantèlement [19].

Aux États-Unis, il y a 60 réacteurs électronucléaires arrêtés et 104 en activité, dont 69 à eau pressurisée et 35 à eau bouillante, comme ceux de Fukushima, mais plus modernes. Une comparaison entre les procédés de démantèlement entre la centrale Maine Yankee, aux États-Unis, et un réacteur de la centrale de Dampierre, en France, a été effectuée par les producteurs d'électricité concernés et sert de modèle pour des programmes techniques futurs de démantèlement.

En Allemagne, il y actuellement neuf réacteurs en fonctionnement, qui devraient être arrêtés progressivement jusqu'au plus tard 2022. La décision d'arrêt immédiat a concerné huit réacteurs électronucléaires. Ces réacteurs ne sont pas déchargés de leurs combustibles irradiés. Les éléments combustibles, jusqu'à fait nouveau, restent donc dans les réacteurs arrêtés ou dans leur piscine. Le démantèlement des installations n'a pas commencé. Le traitement des restes du cycle combustible demandera plusieurs décennies.

Au Royaume-Uni, 16 réacteurs électronucléaires sont en fonctionnement, dont le dernier Magnox (Wylfa, qui doit être arrêté définitivement en 2014), ainsi que 14 AGR, 1 PWR. Vingt-deux d'entre eux sont arrêtés, dont deux (Berkeley et Windscale) ont été complètement démantelés pour effectuer une démonstration scientifique, technique, de sécurité, de radioprotection, industrielle, financière et de calendrier. Nous ne citons pas ici les arrêts pour chargement ou déchargement des éléments combustibles ou pour maintenance ou encore inspection comme les PWR de Doele (Belgique).

Voir par exemple pour les détails, tels que la liste nominative des centrales électronucléaires, les calendriers de chacune, les puissances, le coût du démantèlement, l'état actuel du site (libre d'emploi, ou pas encore obtenu) dans [16,19].

#### A.4.11. Les déchets radioactifs

Outre le retraitement des éléments combustibles irradiés, le site de la Hague abrite l'entreposage des déchets vitrifiés, dits C, qui sont les plus radioactifs, avec un refroidissement permanent. On y trouve par exemple les « boues » (voir documents 15, 16, les pages 212–215 de [2]).

La diversité des natures physiques et chimiques des produits de fission, par exemple du ruthénium 106, rend difficile leur manipulation simultanée. Citons les proportions massiques des produits de fission dans les UOX irradiés : a, gaz rares, 13% (respectivement, les MOX irradiés, 13,8%); b, volatils dont le césium, l'iode, 14% (respectivement, 14,3%); c, en solution dans l'oxyde d'uranium, 31% (resp. 27,7%); d, inclusions oxydes, 7% (resp. 5,5%); e, inclusions métalliques, 14,7% (resp. 22,1%).

La différence entre les UOX irradiés et les MOX irradiés, en ce qui concerne les proportions massiques de produits de fission de ces cinq catégories de produits de fission, est petite. Nous n'avons donc pas à en tenir compte dans la présente note.

Au total, la grande variété de déchets sur les sites<sup>20</sup> comme celui des usines de la Hague est un héritage des procédés anciens. Actuellement, l'usine produit seulement deux types de colis de déchets conditionnés :

<sup>20</sup> Les produits de fission (environ 1000 tonnes actuellement entreposés en France, augmentant d'environ 50 à 60 tonnes par an) sont dispersés dans des cylindres de verre spéciaux, avec un taux de production annuelle d'environ 500 colis, donc un stock cumulé d'environ 14 000 colis, soit environ 2500 m<sup>3</sup>.

Il faut y ajouter tous les débris liés aux traitements chimiques, par exemple les « boues » (voir documents 15, 16, 17, pages 212–216 de [2] et [34]). Il existe actuellement 12 catégories de colis types : combustibles usés UOX; combustible MOX; cinq catégories de déchets vitrifiés dont deux au plutonium; les déchets radioactifs généraux; les déchets bitumés; les déchets technologiques et les boues cimentées; les déchets coques et embouts cimentés; les déchets compactés (voir documents 14, 15, 16, pages 212–215 de [2]). Leurs volumes vont de 180 à 5000 litres, leurs masses de centaines de kilogrammes à quelques dizaines de tonnes et leurs radioactivités de  $2 \times 10^{12}$  becquerels, soit 60 curies, à  $6,9 \times 10^{16}$  becquerels, soit  $3 \times 10^5$  curies (voir les documents 14, 15, 16 de [2]). Retraiter les éléments combustibles, c'est les trier en caractéristiques optimisant leur sort transitoire et leurs sorts ultimes, afin, notamment, d'en trier les matières utiles. Le désavantage de cette méthode d'économie de matières, c'est que cela multiplie le nombre de catégories de colis de déchets. L'avantage, substantiel, est de pouvoir utiliser des méthodes industrielles. Les colis sont classés, du point de vue radioactivité, en trois catégories, A, le moins radioactif, B, de moyenne radioactivité et C le plus radioactif. La production annuelle des colis A est stockée actuellement au centre situé dans l'Aube. La production annuelle de colis B est d'environ 1500 colis, soit un volume total de 900 m<sup>3</sup>. La production annuelle de déchets C (citée en début de cette Note)

- Les déchets métalliques (fragments des assemblages et déchets technologiques), sous forme de galettes comprimées empilées à l'intérieur de conteneurs en acier inoxydable. Ils sont nommés déchets MA. VI.
- Les blocs de verre massif, coulés dans des conteneurs en acier inoxydable, où sont incorporés tous les autres déchets, notamment les produits de fission et actinides mineurs.

Les caractéristiques de l'aval du cycle de combustible indiquées ci-dessus en Annexes A.4.6 à A.4.11, en montrent les complications et les difficultés scientifiques et techniques. Y ajouter les subtilités du cycle du plutonium, sans s'y préparer en délaissant les problèmes liant le parc des centrales électronucléaires et celui du cycle de combustible et notamment son aval, conduirait à des confusions de moins en moins contrôlables.

## Annexe B. Le cycle de combustible du MOX

Nous allons étudier les phases successives du cycle combustible d'un élément MOX [4,5] en partant de son introduction dans un REP 900 MWe. Rappelons d'abord quelques notions sur les MOX.

L'introduction de plutonium dans les éléments combustibles neufs des REP et l'irradiation de ces éléments combustibles (dits MOX, Mixte OXYde plutonium Uranium) dans des réacteurs électronucléaire a fait l'objet d'études exploratoires en Belgique (mise au point d'un procédé de fabrication des pastilles d'oxyde de Pu et de U, dit MIMAS), en Allemagne, au Japon, en France, aux États-Unis, etc. depuis les années 60. Il y a de ces éléments irradiés dans l'un des réacteurs de Fukushima, le n°3, dans les réacteurs arrêtés en Allemagne, en Belgique. En France, ce programme a été lancé dans les années 1980. Les industriels français ont adopté le procédé belge de fabrication de pastilles d'oxyde de plutonium, d'environ 7 % à 8 % de plutonium au lieu des 3,5 à 4 % d'<sup>235</sup>U dans les UOX, afin de rattraper la part de réactivité diminuée en particulier par le durcissement du spectre des neutrons (à cause des captures de neutrons d'énergie cinétique « épithermique » [29] dans les résonances du <sup>239</sup>Pu (voir dans [3], figures 4.16 et 5.5) par les isotopes pairs du plutonium formé pendant l'irradiation des UOX (voir pages 109–110 de [2]) et d'uranium appauvri en <sup>235</sup>U (soit environ 0,3 % de <sup>235</sup>U et le reste en <sup>238</sup>U).

L'objet de cette *Annexe B* est d'évaluer la durée totale du cycle d'un élément MOX à partir du moment où un noyau de <sup>239</sup>Pu est créé par capture d'un neutron par un noyau d'uranium 238 dans un UOX qu'on va charger dans un REP du parc d'EDF (France).

Plus précisément, cette *Annexe B* doit évaluer la durée totale du cycle d'un élément MOX. C'est la somme des durées « convoluées » des opérations que nous résumons ci-dessous, avant de les détailler :

- la séparation chimique du plutonium des éléments UOX irradiés,
- la fabrication des MOX,
- l'exploitation des centrales REP 900 MWe, etc.

Dans toutes ces durées, la partie la plus importante, qu'on ne peut pas diminuer, est due aux phénomènes de désintégration radioactive, tant par l'action des rayonnements eux mêmes que par la puissance résiduelle qu'ils engendrent [4,5] par le chargement d'un UOX neuf dans un REP.

### B.1. Phase d'introduction

Quand un élément UOX neuf est placé dans un REP 900 MWe ou REP 1300 MWe du parc nucléaire de EDF/France pour irradiation (qui dure en général 3 à 4 cycles de 12 ou 18 mois), cet UOX que l'exploitant introduit dans le cœur du REP est un assemblage dont la radioactivité  $\alpha$  est absorbée par les noyaux lourds. L'uranium enrichi en <sup>235</sup>U comporte donc du <sup>238</sup>U et du <sup>235</sup>U. Ces deux noyaux ont des demi-vies très longues (<sup>238</sup>U : demi-vie  $\alpha$ ,  $4,468 \times 10^9$  ans ; <sup>235</sup>U : demi-vie  $\alpha$ ,  $7,038 \times 10^8$  ans [35]).

En un mot, dans cette phase d'introduction d'un UOX dans le cœur d'un REP, du point de vue du cycle des MOX, on introduit des noyaux fertiles 238.

### B.2. Durée de l'irradiation de cet UOX dans le REP 900 MWe ou 1300 MWe

Cherchons les phénomènes physiques qui limitent cette durée. Un premier phénomène est la réactivité du cœur chargé en éléments combustibles neufs. La réaction de fission en chaîne peut continuer tant qu'il y a plus de neutrons produits par fission que de neutrons absorbés par capture. L'irradiation peut durer tant que l'uranium 235 qui sera détruit par fissions (et/ou captures) sera remplacé par des noyaux fissiles neufs en quantité suffisante. De plus, les produits de fissions et certains des transuraniens sont des puissants absorbants de neutrons. Il faut aussi contrebalancer les captures de neutrons par des corps fissiles placés en provision au début de la réaction en chaîne. Le pourcentage d'uranium 235 dans l'uranium

---

est d'environ 500 colis par an, soit un volume annuel d'environ 100 m<sup>3</sup>. Si on arrête rapidement les centrales les plus anciennes sans les remplacer par la Génération III, on diminuera progressivement, pendant une décennie, à partir de la situation décrite ci-dessus, puis on ajoutera progressivement les déchets de démantèlement et du cycle du combustible.

utilisé dans la fabrication des pastilles d' $\text{UO}_2$  contrôle le maximum atteignable de la fluence de neutrons (pendant un séjour en cœur de réacteur de 1 an, dans un REP dont le flux de neutrons est de  $4 \times 10^{15}$  neutrons/cm<sup>2</sup> s, le nombre de neutrons ayant traversé une surface de 1 cm<sup>2</sup> dans le cœur est d'environ  $1,3 \times 10^{22}$  neutrons par cm<sup>2</sup>).

Il est enfin nécessaire que les matériaux de structures, dont la texture est bouleversée par l'irradiation et les hautes températures, conservent leurs performances mécaniques [28]. Il en est de même pour les matériaux combustibles, comme l'oxyde d'uranium.

Ces deux phénomènes, économie des neutrons (documents 122 et 123 de [2]), tenue des matériaux, entraînent en particulier des gradients de flux de neutrons, donc de puissance thermique, donc des gradients d'effort, de déformation et de tension [7,14,21].

### B.3. Déchargement des UOX après irradiation

L'UOX irradié est alors devenu fortement radioactif  $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$  et neutrons par fissions spontanées. Sa puissance thermique résiduelle tombe à 7% de la puissance nominale immédiatement après l'arrêt des réactions en chaîne, à 0,5% un jour après l'arrêt, à 0,2% un an après l'arrêt et à 0,1% au bout de cinq ans. En puissance thermique par assemblage UOX, irradié à 45 GWj par tonne de métal lourd initial, cela fait, au bout d'un an de refroidissement, environ 25 kW/assemblage combustible et, après cinq ans, environ 1 kW/assemblage combustible UOX irradié.<sup>21</sup> Le transport vers l'usine de retraitement de la Hague peut se faire quand la puissance thermique résiduelle de l'élément UOX usé est tombée en dessous d'environ 6 à 7 kW/assemblage combustible usé.<sup>22</sup> Toutefois, le délai d'acceptation d'un UOX usé à l'usine de retraitement doit tenir compte de la place disponible dans celle-ci. Dans la pratique, le délai de refroidissement est alors d'environ 10 ans.

### B.4. La durée de refroidissement

La durée de refroidissement nécessaire pour pouvoir enfouir un assemblage UOX dans un site géologique et le laisser ensuite refroidir d'une manière passive est déterminée par la puissance thermique maximale pouvant être évacuée par conduction thermique, soit environ 0,7 à 0,8 kW par assemblage. Cela entraîne une durée du séjour en piscine pour refroidissement par conduction et convection naturelle de l'ordre de 3 à 4 décennies (voir page 492 de [1]). C'est du moins la solution en cours en France pour la partie des UOX qu'on ne veut pas retraiter, et où reste donc le plutonium, dilué à environ<sup>23</sup> 1% massique dans les pastilles d'oxyde d'uranium et de produits de fission.

Les options pour la durée et les lieux de ce refroidissement sont différentes dans le cas des États-Unis, de la Suède, du Japon, de l'Allemagne. La nécessité d'une source froide active puis passive pour ce refroidissement est impérieuse, à tout moment, quoi qu'il arrive, pendant cette durée.

### B.5. Transfert et entreposage des UOX irradiés

Les UOX irradiés qu'on a décidé de retraiter sont transférés depuis la piscine de chaque centrale électronucléaire à l'usine de retraitement de la Hague. Cela pose le problème des conteneurs de transport, notamment des conteneurs adaptés. Aux États-Unis, ceux-ci sont des conteneurs refroidis par de l'air, qui resteront liés au combustible jusqu'à son enfouissement définitif.

La durée du refroidissement en piscine de la centrale électronucléaire d'un élément UOX irradié est fixée par une puissance thermique maximale sous laquelle on doit descendre avant envoi par transport. Le critère de puissance thermique correspondant est de 2 kW. La durée correspondante est de cinq ans.

### B.6. Transfert dans la piscine de la Hague

L'eau des piscines a les vertus d'évacuer la puissance résiduelle par convection passive, d'assurer une radioprotection pour le personnel et de permettre des manipulations sûres par sa visibilité.

### B.7. Démantèlement mécanique

Un démantèlement mécanique est nécessaire pour séparer les corps radioactifs – notamment ceux liés au plutonium, ceux dus aux produits de fission – et donc, en particulier, pour pouvoir travailler sur les seules pastilles combustibles.

<sup>21</sup> Voir encadré 2 du §2.3 de [4], page 492.

<sup>22</sup> Un repère utile est l'énergie résiduelle thermique maximale qui peut être évacuée par convection et conduction naturelle. Elle est de 0,8 kW/assemblage combustible UOX (voir encadré 2 du §2.3 de [4], page 492).

<sup>23</sup> Plus précisément la proportion des noyaux de plutonium restant dans l'uranium irradié dépend de l'enrichissement initial de cet uranium en <sup>235</sup>U et du taux de combustion. À un taux de combustion moyen de 30 GWj/tmli de l'UOX correspond une teneur massique de 0,8% de plutonium. À 40 GWj/tmli correspond environ 1% et à 60 GWj/tmli, 1,1% (voir document 120, page 293 de [2]). Il s'agit de nombre moyen, car le flux de neutrons varie avec la position où le calcul et les mesures sont faites, même à l'intérieur du même crayon combustible.

### B.8. Séparation chimique du plutonium, d'une part, de l'uranium, d'autre part, et de déchets divers

Les pastilles d'uranium enrichi sont traitées chimiquement, par des procédés aqueux, à des températures qui n'atteignent jamais l'ébullition de l'eau ou des acides aqueux. Le processus chimique, dit Purex fut inventé par Glen Seaborg, à l'université de Chicago, pendant la deuxième guerre mondiale pour extraire le plutonium de l'uranium irradié dans les réacteurs construits à Hanford dans l'État de Washington, et deux usines d'extraction chimique, une sur un procédé redox (réduction/oxydation) puis une autre usine, sur le procédé Purex [13].

Les éléments UOX irradiés qui arrivent à l'usine de retraitement de La Hague contiennent en particulier :

- de l'uranium (contenant les isotopes  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ );
- du plutonium (contenant les isotopes  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ );
- des produits de fission et des transuraniens (neptunium, américium, curium);
- des « boues ».

Les effluents de moyenne et de faible radioactivité, issus des usines de retraitement UP2 et UP3 de l'établissement Areva de la Hague sont récupérés dans une des stations de traitement. Ils y subissent un traitement chimique de co-précipitation. Les déchets résiduels se présentent sous forme de boues. Celles-ci sont ensuite enrobées sous forme de matrices (bitumineuses, ou cimentées, ou vitrifiées). Le produit en est ensuite conditionné dans des fûts en acier inoxydable. Le volume total en est actuellement d'environ 2500 m<sup>3</sup>, la radioactivité  $\alpha$  de 10 000 Curies et la puissance thermique moyenne négligeable (voir [13,14,18,20] et page F2-3-04 de [22]).

La récupération à 99,98% du plutonium constitue un tour de force.<sup>24</sup> La diversité des natures physico-chimiques des produits de fission implique des difficultés à tous les manières simultanément. Citons les proportions massiques des produits de fission dans les UOX irradiés : a, gaz rares 13% (respectivement, pour les MOX irradiés, 13,8%); b, volatils dont le césium, l'iode, 14% (respectivement 14,3%); c, en solution dans l'oxyde d'uranium, 31% (resp. 27,7%); d, inclusions oxydes, 7% (resp. 5,5%); e, inclusions métalliques, 14,7% (resp. 22,1%). La différence entre les UOX irradiés et les MOX irradiés, en ce qui concerne les proportions de produits de fission de ces cinq catégories, est relativement petite. Nous n'avons donc pas à en tenir compte dans la présente note.

### B.9. Fabrication de l'oxyde de plutonium

Le plutonium séparé est transformé en oxyde. Cela entraîne qu'à aucune étape de la séparation chimique, on n'ait accès à du plutonium métallique pur. Cet oxyde de plutonium fait l'objet de mise en colis, de manutention et de transport à l'usine de Marcoule dite Melox.

### B.10. Transport du plutonium vers l'usine Melox à Marcoule

Le nombre de transports est de trois par an (voir [15]<sup>25</sup>).

### B.11. Fabrication des pastilles d'oxyde de plutonium mélangé a de l'oxyde d'uranium appauvri

Le travail<sup>26</sup> sur le plutonium exige des précautions pour éviter toute inhalation ou ingestion de poussières contenant du plutonium et donc émetteur  $\alpha$ .

### B.12. Montage des crayons de MOX et fabrication des éléments combustibles

Les qualités mécaniques de ces crayons doivent rester intactes, bien que soumises aux tensions créées par les gradients de pression, de température, les irradiations, les irrégularités des écoulements, etc. Leur fabrication est la réussite d'équipes du meilleur niveau mondial.

### B.13. Transport des MOX neufs vers une centrale REP 900 MWe

Les MOX sont rassemblés en colis envoyés aux centrales électronucléaires aptes et autorisées à les recevoir (parmi celles qui sont à 900 MWe électriques, qui sont les plus anciennes). Les cœurs de ces REP 900 MWe disposent en effet d'une réserve ajustable de réactivité suffisante pour que le remplacement d'un UOX par un MOX ne perturbe pas l'économie des

<sup>24</sup> Le cadre de thermodynamique chimique est donné dans [32].

<sup>25</sup> Afin d'avoir un repère, signalons que le nombre de colis de substances radioactives circulant par an en France est d'environ 600 000. Ces colis ont des masses s'étageant d'une fraction de kilogramme à 130 tonnes. Le plus grand nombre concerne les services de santé [30].

<sup>26</sup> Le détail des opérations comporte le « cobroyage » à sec de la poudre de PuO<sub>2</sub> avec celle de UO<sub>2</sub>, le tamisage par forçage, la dilution à sec, le brassage, le pressage « uniaxial », le frittage. On pourrait dresser une liste analogue pour tous les paragraphes de cette Annexe B. Nous ne le faisons qu'une fois, pour en illustrer la complexité.

neutrons. Le spectre d'énergie cinétique des neutrons au moment où ils sont absorbés dans un REP est différent selon que le cœur de ce REP est chargé en UOX ou en MOX.

L'introduction de plutonium dans les assemblages combustibles présente véritablement des avantages pour l'économie des neutrons. Toutefois, le spectre des neutrons dans le domaine rapide et dans celui des résonances du Pu 239 diminue les coefficients de réactivité en température et sous vide, mais augmente la réserve de réactivité et le taux maximal de combustion. Les seuls des 58 réacteurs REP de la France qui ont de telles propriétés neutroniques pouvant accepter des MOX sont les 34 REP 900 MWe. Parmi eux, seuls 20 ont reçu l'autorisation administrative.

#### B.14. Attente d'une opération de déchargement pour y placer le MOX

Cette durée est commandée par la durée des cycles de chargement et déchargement des REP 900 MWe. Actuellement, celle-ci est de trois à quatre cycles, chacun de 12 à 18 mois.

#### B.15. L'irradiation du MOX

Il en résulte que la variation de réactivité du cœur entre le chargement des éléments combustibles, toutes choses égales par ailleurs, est plus petite avec un MOX, ce qui permet d'augmenter le taux de combustion de ce cœur chargé en MOX. En revanche, les différences entre les sections efficaces d'absorption entre l'uranium 235 et le plutonium 239 font que les coefficients de réactivité, tant en température qu'en vide sont moins favorables pour les MOX. Il faut rattraper ce phénomène par l'économie des neutrons. La fraction des neutrons retardés émis par la fission du plutonium<sup>27</sup> est plus petite (0,23 % par fission) que celle de l'uranium 235 (0,75 % par fission). Toutefois, les durées moyennes de ces émissions de neutrons retardés sont voisines (respectivement, 14,1 et 14,4 secondes).

Tous phénomènes pris en compte, aujourd'hui, les MOX sont autorisés à atteindre le même taux d'irradiation que les autres assemblages combustibles (« parité MOX »).

Il va de soi que cet élément combustible MOX doit être susceptible de résister en toutes circonstances prévisibles à l'irradiation, aux hautes températures, aux efforts mécaniques dus aux gradients des dépôts de puissances thermiques par les fissions dues aux flux de neutrons.

#### B.16. Déchargement du MOX hors du cœur d'un REP 900 MWe

La manutention de déchargement d'un MOX est délicate, car son énergie résiduelle est environ deux fois celle d'un UOX à cause de sa teneur isotopique ( $^{238}\text{Pu}$  : 4,38 % ;  $^{239}\text{Pu}$  : 36,9 % ;  $^{240}\text{Pu}$  : 31,7 % ;  $^{241}\text{Pu}$  : 7,95 % ;  $^{242}\text{Pu}$  : 13,1 %), à comparer à celle d'un UOX déchargé, donnée dans l'Annexe A, A.4.1.

Toutefois, la masse totale de plutonium n'est guère diminuée. Sa composition isotopique est seulement déplacée vers les nombres atomiques plus élevés et vers les transplutoniens.

Pour la phase qui suit le déchargement d'un MOX irradié, insistons sur deux points essentiels : (1) le plutonium issu de l'irradiation d'un MOX ne peut pas être utilisé pour réaliser un engin nucléaire explosif ; (2) la durée de refroidissement des MOX irradiés est de deux à trois fois plus longue que celle des UOX irradiés.

En tout, il s'est écoulé environ une douzaine d'années. Ensuite, l'irradiation de ce MOX durera durant deux à trois cycles d'exploitation du REP 900 MWe.

#### B.17. Entreposage d'un MOX irradié dans la piscine du REP 900 MWe

La durée de refroidissement (imposée par la désintégration de l'américium 241 et du curium 244) dépend de l'environnement où on veut placer le MOX à refroidir : piscine de la centrale ? Entreposage à sec actif ? Passif ? Enfouissement dans un site géologique ?

Ce refroidissement d'un MOX irradié nécessiterait environ 8 à 10 décennies, si le stade suivant consiste à l'enfouir, ou beaucoup moins s'il ne s'agit que d'en extraire le plutonium par un nouveau retraitement, adapté à sa chaleur résiduelle [2] et [4].

La fermeture accélérée du parc de centrales électronucléaires allemandes d'ici à 2022 conduira à un stock de 130 tonnes de plutonium (dont le plutonium 241 qui se désintégrera en américium 241, augmentant le stock de celui-ci de 16 tonnes pour l'amener à 32 tonnes, et celui du curium à 600 kg). Ces transuraniens seront dilués dans 12 000 tonnes de métal lourd. Ces combustibles usés dégageront 12 MW pendant des décennies [37].

#### B.18. Délais combinés dans le cycle de combustible des MOX

La somme des durées des opérations citées ci-dessus, comptées pour l'aval du cycle d'un REP en attribuant le temps zéro au chargement du combustible dans la centrale considérée, et pour le déchargement, le temps zéro à l'instant du début du déchargement, est récapitulée dans le document 17, page 216 de [2]. La somme des durées des opérations citées ci-dessus, dite durée d'un cycle du MOX, est de 9,5 à 12 ans.

<sup>27</sup> Voir l'Annexe C.

## Annexe C. La physique des REP 900 MWe, 1300 MWe et le plutonium

Nous devons expliquer pourquoi les REP 900 MWe (comme les futurs EPR) sont seuls « moxables »<sup>28</sup> dans le parc nucléaire.<sup>29</sup>

### C.1. Sensibilité de l'économie des neutrons<sup>30</sup> aux perturbations dues à des variations des absorptions de neutrons au fur et à mesure de l'irradiation du combustible

À la différence de ce qui se passe avec l'<sup>235</sup>U, l'absorption des neutrons par le <sup>239</sup>Pu est forte dans la région des résonances du spectre des neutrons, dont les plus puissantes sont à 1 et à 0,3 eV.<sup>31</sup> Cette différence d'absorption des neutrons « épithermiques » entre les combustibles au Pu et ceux à l'<sup>235</sup>U augmente relativement la proportion des neutrons rapides dans les REP « moxés ». Toutefois, c'est dans la gamme des neutrons thermiques que les absorbants qu'on introduit dans le cœur des REP pour les contrôler sont les plus sensibles.

Les conséquences en sont diverses et importantes :

Pour deux irradiations, l'une d'UOX, l'autre de MOX, dégageant la même énergie de fission donnée,<sup>32</sup> le nombre des noyaux détruits par fission dans l'UOX et dans le MOX est le même.

Mais les nombres de neutrons absorbés par fission réalisée (c'est-à-dire fission + capture par un noyau fissile analogue) sont différents, soit respectivement 2,45 et 2,7. Il s'y ajoute les captures par les produits de fission et par les transuraniens (formés par captures de neutrons sur les actinides) tout au long d'un cycle.

Enfin, le durcissement du spectre des neutrons dans les MOX fait aussi que les variations de composition en corps fissiles ont un effet sur la baisse de réactivité des REP « moxés » comme sur la baisse de réactivité des REP contenant au début du cycle le seul <sup>235</sup>U.

Il faut donc augmenter la teneur des « isotopes de corps les plus absorbants »<sup>33</sup> de neutrons, destinés à compenser, tout au long de l'irradiation d'un cycle, la diminution de réactivité depuis le chargement d'éléments neufs dans les REP « moxés ».

### C.2. Marges d'ajustement des variations de réactivité

Il est expliqué en [5,21]<sup>34</sup> que le nombre de neutrons prompts par fission est plus élevé dans le cas du <sup>239</sup>Pu (3 neutrons par fission, 2,7 neutrons par absorption) que du <sup>235</sup>U (2,65 neutrons par fission, 2,45 neutrons par absorption), ce qui est positif du point de vue de l'économie des neutrons des REP « moxés ». Mais, dans cette même fission, la fraction des neutrons retardés<sup>35</sup> qui est émise est beaucoup plus petite dans le cas du <sup>239</sup>Pu que dans celui du <sup>235</sup>U.<sup>36</sup> La marge de sécurité de manœuvre pour l'ajustement de la réactivité du cœur est plus faible.

<sup>28</sup> Nous avons dit en page 234 du Section A.2 que les plus anciens des REP (dont la liste est explicitée en page 235 du A.3 de l'Annexe A, et qui sont tous à une puissance de 900 MWe) peuvent irradier des éléments combustibles contenant du plutonium au lieu de l'uranium enrichi à 3,5–4% de l'isotope 235. Nous avons souligné, en revanche, que les REP des paliers 1300 MWe et N4 ne peuvent pas être « MOXés » en l'état, à la différence des paliers 900 MWe et EPR. Précisons quelques différences de propriétés entre la neutronique des REP suivant qu'ils sont alimentés par du combustible à <sup>235</sup>U ou en plutonium.

Il y a un seul isotope fissile, l'<sup>235</sup>U, dans les UOX. Dans les MOX, le plutonium est un mélange d'isotopes. L'élément chimique plutonium utilisé en France pour fabriquer des pastilles de combustible MOX provient de la séparation chimique à partir des UOX irradiés dans les REP. Suivant l'enrichissement des éléments combustibles UOX et suivant leur taux de combustion (33 ou 45 GWj/tmli), la composition isotopique – <sup>238</sup>Pu, <sup>239</sup>Pu, <sup>240,241</sup>Pu, <sup>242</sup>Pu – de l'élément chimique plutonium varie. Quatre exemples de telles compositions isotopiques sont donnés dans les Annexes A et B et dans [2]. Pour un spectre de neutrons de REP « moyen », le plutonium, mélange de ces isotopes, « vaut », en ce qui concerne la propagation de la réaction en chaîne, environ 0,6 à 0,8 fois l'isotope 239, seul, du plutonium. Ce mélange d'isotopes du plutonium est environ deux fois plus « absorbant » que l'isotope 235 de l'uranium moyen.

<sup>29</sup> Comparée à la demi-vie  $\alpha$  du <sup>239</sup>Pu, soit  $2,411 \times 10^4$  ans.

<sup>30</sup> Les isotopes à vies les plus courtes (comparées à la demi-vie du <sup>239</sup>Pu, soit  $2,411 \times 10^4$  ans) du plutonium, le 241 (demi-vie  $\beta$  : 14,35 ans), le 238 (demi-vie  $\alpha$  : 87,74 ans), et le descendant du <sup>241</sup>Pu, l'américium 241 (demi-vie  $\alpha$  : 432,2 ans) font que la puissance résiduelle diminue beaucoup plus lentement dans les MOX après irradiation que dans le cas des UOX. Pour une puissance thermique maximale considérée comme acceptable dans la perturbation thermique apportée au sous-sol, lors d'un enfouissement géologique ultime, il faut un plus long refroidissement en surface (voir Annexe A, A.4.6 ; page 236) que dans le cas d'un UOX irradié. De plus, le plutonium 239 a une demi-vie d'émission alpha beaucoup plus courte (rappelons le nombre important de  $2,411 \times 10^4$  années) que l'isotope 235 de l'uranium ( $7,038 \times 10^8$  années). Il faut donc manipuler le plutonium pour y travailler, dans des boîtes à gants protégeant le personnel de l'inhalation ou de l'ingestion, ce qui complique les travaux dans les ateliers et les manutentions. Si, de plus, le corps chimique plutonium contient en abondance des isotopes 238, 240, 241, etc., l'irradiation et la puissance thermique augmentent substantiellement ces difficultés. En revanche, un plutonium contenant presque exclusivement l'isotope 239 absorbe ses propres rayons  $\alpha$ . Sa radioprotection et sa température sont dans la marge des manipulations des travaux quotidiens. Voir [3] et [10].

<sup>31</sup> Voir, sur la Fig. 5 de la page 119 de [33], la grande résonance de la section efficace de fission du <sup>239</sup>Pu à 0,3 eV (3000 barns) et le paquet de résonances entre 7 et 50 eV. Les neutrons dont l'énergie cinétique est dans cette gamme sont dits épithermiques.

<sup>32</sup> Sauf les neutrinos.

<sup>33</sup> Ces isotopes les plus absorbant de neutrons sont en particulier : 10 bore ; 59 cobalt ; 108 argent ; 113 cadmium ; 115 indium ; 149 samarium ; 151 europium ; 157 gadolinium ; 164 dysprosium ; 174 hafnium (voir Table 7.2 de [7]). Par exemple, la section efficace de capture de neutron thermique du 113 cadmium est d'environ 20000 barns (1 barn =  $10^{-24}$  cm<sup>2</sup>) à une énergie cinétique du neutron de 0,2 eV vis à vis de 200 eV pour le 235 à la même énergie du neutron et 600 eV (respectivement 700 eV) à l'énergie thermique de 0,04 eV (respectivement 0,025 eV), soit un rapport d'environ 30 fois plus absorbant que les noyaux de combustible du cœur du REP. Pour le 10 bore, la section efficace thermique est de 3800 barn. Dans le domaine « épithermique » (la gamme des énergies cinétiques des neutrons de 0,1–2 eV), l'intégrale des résonances d'absorption de 115 indium est de 2300, de 109 argent, 1870.

<sup>34</sup> D'après la Fig. 5.9 et la Table 5.8 de [33], en pages 128–129.

<sup>35</sup> Neutrons retardés : ce phénomène d'émission de neutrons par certains des produits de fission est analysé en [6], note 12 de bas de la page 653.

<sup>36</sup> Voir l'analyse des conséquences du phénomène des neutrons retardés dans [14], au §5, page 380.



### C.3. Variation de l'économie des neutrons durant un cycle d'irradiation dans les REP à UOX et dans les REP « moxés »

Dans un REP chargé en UOX, durant un cycle d'irradiation, le nombre de noyaux fissiles ( $^{235}\text{U}$  surtout) diminue graduellement. Le combustible neuf contenait environ 3,5 à 4% de  $^{235}\text{U}$ . Au bout d'un cycle de 33 ou 40 GWj par tonne de métal lourd initial, il en reste environ 1%.<sup>37</sup>

Il faut placer dans le cœur du REP à UOX suffisamment d' $^{235}\text{U}$  afin d'être encore critique quand on sera en fin d'irradiation, et donc après la disparition de ces noyaux d' $^{235}\text{U}$ .

Cela exige donc de placer, au début de l'irradiation des UOX dans le REP, bien plus de noyaux fissiles de  $^{235}\text{U}$  dans le combustible neuf qu'il n'est nécessaire pour être critique. C'est dire qu'il faut enrichir encore plus le combustible neuf en  $^{235}\text{U}$  que pour la seule criticité du démarrage de la réaction en chaîne.

Plusieurs procédés, introduisant tous des « isotopes de noyaux absorbant le plus les neutrons » sont utilisés dans les PWR<sup>38</sup> du monde entier :

- un « isotope de corps les plus absorbants de neutrons » (c'est-à-dire un noyau qui capture beaucoup plus que le combustible  $^{235}\text{U}$  ou  $^{239}\text{Pu}$  les neutrons du spectre d'énergie cinétique des neutrons du cœur du REP), soluble<sup>39</sup> dans l'eau du circuit primaire, qui compense la lente<sup>40</sup> destruction des noyaux fissiles durant toute la durée de l'exploitation ;
- des grappes de crayons contenant les isotopes solides les plus absorbants<sup>41</sup> insérés dans un assemblage sur trois pour compenser les variations rapides de réactivité ;
- des « isotopes de corps les plus absorbants (solides) de neutrons » consommables, placés dans les pastilles des UOX.

### C.4. Influence relative des différences entre la physique des REP 900 et des REP 1300 – paliers N4 sur le chargement partiel (en l'état actuel de ces REP) d'éléments combustibles MOX dans leur cœur

Les REP 900 MWe, puis les REP 1300 MWe, puis le N4, ont été conçus pour irradier des éléments combustibles à l'uranium enrichi, à enrichissement légèrement ajustable, avec des sections droites et des assemblages de crayons et de pastilles d'oxyde d'uranium analogues. Les systèmes de contrôle-commande que nous avons indiqués ont été conçus pour cet objectif.

Les dimensions du couvercle des REP 900 MWe ont permis d'y planter quatre mécanismes supplémentaires de grappes de contrôle. Ce supplément de variation de réactivité (autrement dit des isotopes des noyaux les plus absorbants, comparés aux noyaux fissiles) permet de charger dans le cœur de ces REP 900 MWe jusqu'à 30% de combustible MOX, ce qui compense le durcissement du spectre et donc l'augmentation nécessaire du nombre des noyaux concourant à la variation de réactivité durant un cycle d'irradiation.

Il n'existe pas de telle possibilité sur les couvercles des REP 1300 MWe, ni du N4.

L'EPR a été conçu dès le départ et dimensionné pour accueillir 50% de MOX. Les modifications qui lui permettraient d'accepter 100% de MOX sont identifiées et réalisables.

#### Résumons cette différence de physique des neutrons du cœur des REP 900 MWe et des REP 1300

Quand on introduit des éléments combustibles MOX dans un tel cœur de REP, on modifie le spectre des neutrons, en le durcissant. Mais la gamme d'énergie des neutrons thermiques et « épithermiques » étant diminuée relativement à la gamme du spectre des énergies cinétiques des neutrons qui est « rapide », l'efficacité de capture des neutrons des isotopes les plus absorbants (solubles dans l'eau du circuit primaire de refroidissement), qui s'exerce essentiellement dans le domaine des énergies thermiques des neutrons, est aussi diminuée. Il faudrait donc augmenter la concentration des isotopes de corps les plus absorbants de neutrons. Mais cela augmenterait le danger, en cas de formation d'un vide dans le circuit primaire, au droit des combustibles, d'une augmentation de réactivité locale liée, immédiate, rapide. Donc cette voie de compensation des captures est fermée. Il en reste une autre dans les REP 900 MWe : introduire par le couvercle du réacteur des grappes d'isotopes absorbant fortement les neutrons, qui soient donc solides. Ceci est possible seulement dans les REP 900 MWe, car il y a suffisamment de place dans le couvercle pour y faire passer en permanence des grappes (donc solides) d'isotopes les plus absorbants supplémentaires. Ce n'est pas le cas pour les REP 1300 MWe, ni pour le N4. Cela est aussi prévu pour l'EPR, ce qui permettrait de charger le cœur avec 100% de MOX.

<sup>37</sup> Nous ne rentrons pas ici dans le détail des captures de neutrons par le  $^{238}\text{U}$  conduisant à la formation de  $^{239}\text{Pu}$ , déjà vu plus haut.

<sup>38</sup> PWR : Pressurised Water Reactor.

<sup>39</sup> Actuellement, un composé du bore naturel, contenant 19,8% de l'isotope 10 est utilisé.

<sup>40</sup> La variation de réactivité d'un « isotope de corps les plus absorbants de neutrons » pourrait être rapide si le phénomène était une création de vide dans le cœur, par exemple par montée en température locale et ébullition locale de l'eau du circuit primaire. Cet éventuel phénomène limite la teneur maximale en « isotopes de noyaux les plus absorbants de neutrons » de l'eau du circuit primaire.

<sup>41</sup> Parmi les isotopes les plus absorbant de neutrons utilisés, cités dans la note 31 de bas de page, mentionnons le mélange argent-indium-cadmium qui, par captures de neutron, donne de puissants absorbants :  $^{107}\text{Ag} + \text{neutron} \rightarrow ^{108}\text{Cd}$ ;  $^{109}\text{Ag} + \text{neutron} \rightarrow ^{110}\text{Cd}$ ;  $^{115}\text{In} + \text{neutron} \rightarrow ^{116}\text{Sn}$  (étain);  $^{113}\text{Cd} + \text{neutron} \rightarrow ^{114}\text{Cd}$ . Le spectre épithermique des neutrons, entre 0,6 et 0,8 eV, intervient pour la deuxième réaction. La quatrième réaction a lieu dans la gamme des neutrons thermiques (inférieurs à 0,6 eV).

## Annexe D. Les aspects physiques de la prolifération et le cycle du combustible

### D.1. La complexité dans les interactions internes des systèmes nucléaires mondiaux. Les rôles distincts des divers acteurs

Nous avons pu constater, dans les *Annexes A et B*, à quel point le système nucléaire, centrales, cycle du combustible, phénomènes de radioactivité, économie des neutrons, destin des noyaux radioactifs enfouis, dangers sanitaires des divers radionucléides, réversibilité et irréversibilité des phénomènes, etc., est compliqué, mais aussi que ses composants interagissent à toutes les échelles de temps, même en se bornant à suivre les sentiers actuels du plutonium et de ses descendants.

Dans ces chemins scientifiques et techniques, de nombreux acteurs interviennent, outre les exploitants, les concepteurs, les médecins de la radioprotection, les autorités de sûreté, les entreprises manufacturières, les mineurs de surface ou de fond, les chimistes de la purification, etc. Quatre décennies de bonnes pratiques ont permis aux acteurs français d'être respectés par leurs pairs sur ce terrain.

À travers le monde, des « unités actives » sont intervenues dans le système nucléaire international depuis plusieurs décennies, soit pour se procurer des engins explosifs nucléaires, soit pour amasser des produits radioactifs dangereux pour ceux qui y sont exposés, etc. Ces unités y ont ajouté leurs vecteurs qui peuvent les transporter, où elles le veulent, à partir de là où elles le souhaitent : quels sont les faits scientifiques et techniques nouveaux en ces matières qu'on désigne par « prolifération des engins nucléaires » ?

- Les évolutions des techniques de traitement de l'information permettent de rassembler, sous une forme manipulable, transportable et utilisable par la plupart des unités actives, les connaissances nécessaires pour être un acteur de ces unités actives malveillantes. Une autre conséquence de l'informatique est le rôle croissant des associations sans lieu géographique d'implantation. On ne peut pas dissuader un ennemi qui n'a pas de lieu où on serait en mesure de le frapper.
- Les technologies d'enrichissement des isotopes de corps nécessaires progressent, passant du laboratoire à l'usine pilote, puis à l'industrie, conduisant à une forte baisse des énergies de séparation, donc des volumes, donc à des possibilités de placer ces usines en souterrains ou en galeries.
- Le changement climatique et l'épuisement attendu des ressources conduisent à faire commerce des centrales électro-nucléaires, avec les garanties internationales de n'en faire aucun usage délictueux. Mais les gouvernements concernés changent. Les nouveaux maîtres revendiquent le droit de fabriquer eux-mêmes leurs combustibles, et donc de construire chez eux les installations de traitement du plutonium et de l'uranium enrichi.

### D.2. Les verrous scientifiques qui pourraient contribuer à freiner, voir arrêter les différentes formes de prolifération

Les détecteurs de matières fissiles cachées ont été développés par le Lawrence Livermore National Laboratory. Ils sont très efficaces. Toutefois, leur mise en œuvre sur les frontières et les endroits qu'on soupçonne comme délictueux demanderaient des accords internationaux encore impossibles à signer aujourd'hui.

Des réacteurs modulaires sont à l'étude, qui pourraient allonger la durée d'irradiation jusqu'à supprimer le déchargement des éléments combustibles, qui pourrait se faire à l'usine de départ. Cela exigerait une économie de neutrons très favorable pour allonger le taux de combustion et des matériaux pouvant supporter ces hauts taux d'irradiation. Toutefois, produire du plutonium se réduit à disposer d'une source de neutrons, tout le reste des matières étant libre d'accès et d'emploi.

### D.3. Les atouts de la France pour participer à la maîtrise et au contrôle de la prolifération

Quelles conséquences aurait l'arrêt du MOX sur le rôle éventuel de la France dans une maîtrise de la prolifération par le contrôle international du cycle des combustibles ?

Nous constatons qu'il a été impossible, jusqu'ici, d'arrêter la prolifération d'armes nucléaires durant les dernières décennies. On a seulement pu la ralentir, notamment en Asie.

Le danger n'est pas tant que ces pays envoient des missiles portant une ou des armes nucléaires sur telles populations ou telles cibles, elles-mêmes source de dangers nouveaux, comme des installations nucléaires civiles. La peur de la réplique a contribué à les arrêter jusqu'à aujourd'hui. Actuellement, le danger est que ces états nucléarisés diffusent les connaissances, les matériaux et les équipements vers des réseaux de malveillants qui, nous l'avons évoqué ci-dessus, sont sans réplique possible, puisque dispersés et inconnus, comme ce fut le cas déjà dans les dernières décennies. Un autre danger est qu'un État possédant des armes nucléaires se décompose, devienne la proie de conflits. L'un de ces États vient de disperser ses armes pour ne pas que ses ennemis intérieurs les assaillent. Le même État est déjà le théâtre de luttes intestines. Ajoutons qu'il en est de même pour les missiles.<sup>42</sup>

Pour parer à cela, l'AIEA a proposé de placer le cycle du combustible des réacteurs électronucléaires du monde entier sous un statut international. Ce ne serait possible qu'avec l'accord des grandes puissances, et donc pas aujourd'hui. Mais la dérive actuelle peut-elle conduire à des catastrophes nucléaires belliqueuses ? Il faudrait avoir tout prêts des solutions,

<sup>42</sup> Stanford University, Carnegie Endowment for International peace.

procédés et installations, peut-être partiels et progressifs, et donc aussi les éléments scientifiques et techniques de ces options. La France est en Europe la seule nation à les détenir, avec tous les aspects scientifiques et techniques concrets, existant depuis un demi-siècle, concourant au cycle du combustible nucléaire.

En premier lieu, le retraitement est un des processus essentiels de la fabrication du plutonium par séparation chimique.

En second lieu, la séparation isotopique est aujourd'hui la seule voie vers l'uranium enrichi (à la teneur des armes nucléaires).

En troisième lieu, la France possède une base concrète scientifique, technique et industrielle unique en Europe et au premier rang dans le monde pour ce qui est des sciences et des techniques mises en jeu. Si elle y renonçait, son rôle international en serait diminué, voire réduit à néant dans les négociations internationales comme dans la réalisation de ce projet de contrôle des cycles des combustibles du monde.

## Références

- [1] R. Dautray, J. Friedel, Energy: towards nuclear breeder installations before the end of this century?, C. R. Mécanique 335 (2007) 61–74.
- [2] R. Dautray, L'énergie nucléaire civile dans le cadre temporel des changements climatiques, rapport à l'académie des sciences, Académie des sciences, Tec & Doc, Lavoisier, décembre 2001.
- [3] R. Dautray, Sécurité et utilisation hostile du nucléaire civil, de la physique à la biologie, rapport à l'académie des sciences, Académie des sciences, Tec & Doc Lavoisier, juin 2007.
- [4] R. Dautray, J. Friedel, Y. Bréchet, Réflexions sur l'avenir de l'énergie nucléaire, de la France d'aujourd'hui au monde de demain : II<sup>e</sup> à IV<sup>e</sup> générations, C. R. Physique 13 (2012) 480–518.
- [5] R. Dautray, Les isotopes du plutonium et leurs descendants dans le nucléaire civil, rapport à l'académie des sciences, Académie des sciences, Tec & Doc, Lavoisier, mai 2005.
- [6] R. Dautray, J. Friedel, Surgénérateurs : l'état des matériaux aux hautes irradiations, hautes puissances locales et températures, leurs gradients et propriétés mécaniques adaptées aux contraintes qui en résultent, C. R. Mécanique 338 (2010) 649–655.
- [7] H. Bailly, D. Ménessier, C. Prunier, et al., Le combustible nucléaire des réacteurs à eau sous pression et des réacteurs à neutrons rapides, Conception et comportement, CEA, Série synthèses, éditions Eyrolles, 1996.
- [8] Les coûts de la filière électronucléaire. Rapport public thématique, Cour de Comptes, janvier 2012.
- [9] Académie des sciences : groupe de travail Solidarité Japon présidé par Alain Carpentier avec Étienne-Émile Baulieu, Édouard Brézin et Jacques Friedel, L'accident majeur de Fukushima, considérations sismiques, nucléaires et médicales Japon sur radioprotection, 2011.
- [10] Problems associated with the effects of low doses of ionising radiations, Académie des sciences, rapport n° 38, février 1997.
- [11] 1 : Usine de traitement des combustibles irradiés ("UP2"), La Hague. 2 : Usine de traitement d'éléments combustibles irradiés provenant des réacteurs nucléaires à eaux ordinaire "UP3 A", autorisée le 12.05.1981. 3 : Idem, "UP2 800". 4 : Station de traitement des effluents et déchets solides ("ST2") et Atelier de traitement des combustibles nucléaires oxyde ("AT1") : La Hague, vol. 27 01.1964, p. puis, 19.08.1978 ; 5 : Usine de préparation d'hexafluorure d'uranium ("COMURHEX"), Saint Paul Trois Châteaux, 1979.01.01, Site Internet.gov.
- [12] M. Salvatores, et al., A global physics approach to transmutation of radioactive nuclei, Nucl. Sci. Eng. 116 (1) (1994) 1–18.
- [13] R. Kathleen, et al., The Plutonium Story: The Journals of Professor Glenn T. Seaborg 1939–1946, Batelle Memorial Institute, Batelle Press, 1994.
- [14] R. Dautray, The long term future for civilian nuclear power generation, in France: The case for breeder reactors; breeder reactors: the physical and physical chemistry parameters, associate material thermodynamics and mechanical engineering: novelties and issues, C. R. Mécanique 339 (2011) 369–387.
- [15] La sûreté des transports de substances radioactives : CONTROLE ; Autorité de sûreté nucléaire ; La revue de l'ASN n° 193, mars 2012, pp. 8–70.
- [16] World list of nuclear reactors, World Energy Outlook, AIEA, 2012.
- [17] Rapport de la commission nationale d'évaluation du financement des charges de démantèlement des installations nucléaires de base et de gestion des combustibles usés et des déchets radioactifs. Juillet 2012. Note gouvernementale sur le coût du démantèlement. Rapport au Parlement, au Gouvernement et au haut comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire, rendu public en juillet 2012.
- [18] F. Mousset, Électro volatilisation du ruthénium en milieu nitrrique, influence de la nature des formes chimiques du ruthénium et de la composition des solutions modèles de dissolution, thèse soutenue le 16 décembre 2004 à l'École nationale supérieure de chimie de Paris.
- [19] Nuclear Decommissioning Authority, UK, Draft on Research and Development, Needs, Risks and Opportunities, avril 2006.
- [20] R. Guillaumont, Communication personnelle sur la chimie du ruthénium dans le retraitement des assemblages nucléaires irradiés, 2011.
- [21] J. Bussac, P. Reuss, Traité de neutronique, physique et calcul des réacteurs nucléaires avec application aux réacteurs à eau pressurisée et aux réacteurs à neutrons rapides, Hermann, Sur la neutronique, 1985.
- [22] ANDRA 1, Inventaire National des matières, déchets radioactifs 2012, Rapport de synthèse, inventaire géographique ; MA-VL page, versions à télécharger et versions feuilletables, Les boues ; 2, Les colis types contenant des boues cimentées, issues du retraitement des éléments combustibles à l'usine de La Hague sont dits « 10-B3 ». Les volumes unitaires sont de l'ordre du m<sup>3</sup>, l'activité par colis est d'environ  $5 \times 10^{12}$  becquerels, soit environ 10<sup>2</sup> curies. La production annuelle de ces colis de boues est d'environ 45 à l'usine de La Hague et 200 à celle de Marcoule (voir documents 15 et 16, 212–214, de [2]). Communication de Robert Guillaumont ; 3 : Le conditionnement des déchets nucléaires. Monographie de la direction de l'énergie nucléaire, CEA, éditions Le Moniteur, 2008, p. 91 ; 4, M. Mouazen, Évolution des propriétés rhéologiques des enrobés bitumes vers une loi vieillissement/viscosité, Mines, Paris, tech, centre de mise en forme des matériaux ; thèse 15/09/2008.
- [23] M. Salvatores, et al., Analysis of transition nuclear fuel cycles from light water reactors to fast reactors, 21st international nuclear energy for new Europe ; September 2012, pp. 5–7.
- [24] H. Métivier, Plutonium, mythes et réalités, EDP Sciences, 2010.
- [25] J.-P. Delaroche et al., Collectivité nucléaire, avec l'interaction de Gogny pour 1700 noyaux, in : Chocs Avancées 2010, CEA, pp. 28–31.
- [26] L. Hoddeson, P. Henriksen, R. Meade, C. Westfall, Critical Assembly. A Technical History of Los Alamos During the Oppenheimer Years 1943–1945, Cambridge University Press, 1993 (Chapter 12).
- [27] J. Bernstein, Nuclear Weapons, What You Need to Know, Cambridge University Press, 2007.
- [28] G.S. Was, Fundamentals of Radiation Materials Science, Metal and Alloys, Springer, 2007.
- [29] H. Métivier, Plutonium, Mythes et réalités, EDP Sciences, 2012 (Chapitre 11 : le devenir biologique du plutonium, Chapitre 12 : Toxicité du plutonium).
- [30] IRSN ; Repères, Les colis de matières radioactives, octobre 2012, p. 6.
- [31] AIEA, Nuclear energy division, Nuclear fuel cycle, [www.iaea.org](http://www.iaea.org).
- [32] R. Guillaumont, T. Fanghanel, J. Fuger, I. Grenthe, V. Neck, D. Palmer, M. Rand, in : F. Mompean, et al. (Eds.), Nuclear Energy Agency, Data Bank, Update on the Chemical Thermodynamics of Uranium, Neptunium, Plutonium, Americium and Technetium, Nuclear Energy Agency, Elsevier, 2003.
- [33] E. Wigner, A. Weinberg, The Physical Theory of Neutron Chain Reactors, The University of Chicago Press, 1958.

- [34] Andra, Inventaire géographique, in : Inventaire national des matières et déchets radioactifs, 2012.
- [35] J. Magill, et al., Karlsruher Nuklidekarte, 9<sup>e</sup> édition, Commission européenne, 2012.
- [36] R. Dautray, É. Brézin, in : R. Dautray, É. Brézin (rédacteurs en chef invités), Science of Nuclear safety post-Fukushima, C. R. Physique 13 (2012) 378–381.
- [37] A. Schenk-Ferrero, German Spent Nuclear Fuel Legacy and High-Level Waste Management Issues, Karlsruhe Institute of Technology (KIT), 2012.