

Développement de l'énergie nucléaire

ISBN 92-64-02297-X

La R-D en France sur la séparation et la transmutation des radionucléides à vie longue

**Une expertise internationale
du rapport du CEA de 2005**

© OCDE 2006
NEA n° 6211

AGENCE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE
ORGANISATION DE COOPÉRATION ET DE DÉVELOPPEMENT ÉCONOMIQUES

ORGANISATION DE COOPÉRATION ET DE DÉVELOPPEMENT ÉCONOMIQUES

L'OCDE est un forum unique en son genre où les gouvernements de 30 démocraties œuvrent ensemble pour relever les défis économiques, sociaux et environnementaux que pose la mondialisation. L'OCDE est aussi à l'avant-garde des efforts entrepris pour comprendre les évolutions du monde actuel et les préoccupations qu'elles font naître. Elle aide les gouvernements à faire face à des situations nouvelles en examinant des thèmes tels que le gouvernement d'entreprise, l'économie de l'information et les défis posés par le vieillissement de la population. L'Organisation offre aux gouvernements un cadre leur permettant de comparer leurs expériences en matière de politiques, de chercher des réponses à des problèmes communs, d'identifier les bonnes pratiques et de travailler à la coordination des politiques nationales et internationales.

Les pays membres de l'OCDE sont : l'Allemagne, l'Australie, l'Autriche, la Belgique, le Canada, la Corée, le Danemark, l'Espagne, les États-Unis, la Finlande, la France, la Grèce, la Hongrie, l'Irlande, l'Islande, l'Italie, le Japon, le Luxembourg, le Mexique, la Norvège, la Nouvelle-Zélande, les Pays-Bas, la Pologne, le Portugal, la République slovaque, la République tchèque, le Royaume-Uni, la Suède, la Suisse et la Turquie. La Commission des Communautés européennes participe aux travaux de l'OCDE.

Les Éditions de l'OCDE assurent une large diffusion aux travaux de l'Organisation. Ces derniers comprennent les résultats de l'activité de collecte de statistiques, les travaux de recherche menés sur des questions économiques, sociales et environnementales, ainsi que les conventions, les principes directeurs et les modèles développés par les pays membres.

Cet ouvrage est publié sous la responsabilité du Secrétaire général de l'OCDE. Les opinions et les interprétations exprimées ne reflètent pas nécessairement les vues de l'OCDE ou des gouvernements de ses pays membres.

L'AGENCE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE

L'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (AEN) a été créée le 1^{er} février 1958 sous le nom d'Agence européenne pour l'énergie nucléaire de l'OECE. Elle a pris sa dénomination actuelle le 20 avril 1972, lorsque le Japon est devenu son premier pays membre de plein exercice non européen. L'Agence compte actuellement 28 pays membres de l'OCDE : l'Allemagne, l'Australie, l'Autriche, la Belgique, le Canada, le Danemark, l'Espagne, les États-Unis, la Finlande, la France, la Grèce, la Hongrie, l'Irlande, l'Islande, l'Italie, le Japon, le Luxembourg, le Mexique, la Norvège, les Pays-Bas, le Portugal, la République de Corée, la République slovaque, la République tchèque, le Royaume-Uni, la Suède, la Suisse et la Turquie. La Commission des Communautés européennes participe également à ses travaux.

La mission de l'AEN est :

- d'aider ses pays membres à maintenir et à approfondir, par l'intermédiaire de la coopération internationale, les bases scientifiques, technologiques et juridiques indispensables à une utilisation sûre, respectueuse de l'environnement et économique de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques ; et
- de fournir des évaluations faisant autorité et de dégager des convergences de vues sur des questions importantes qui serviront aux gouvernements à définir leur politique nucléaire, et contribueront aux analyses plus générales des politiques réalisées par l'OCDE concernant des aspects tels que l'énergie et le développement durable.

Les domaines de compétence de l'AEN comprennent la sûreté nucléaire et le régime des autorisations, la gestion des déchets radioactifs, la radioprotection, les sciences nucléaires, les aspects économiques et technologiques du cycle du combustible, le droit et la responsabilité nucléaires et l'information du public. La Banque de données de l'AEN procure aux pays participants des services scientifiques concernant les données nucléaires et les programmes de calcul.

Pour ces activités, ainsi que pour d'autres travaux connexes, l'AEN collabore étroitement avec l'Agence internationale de l'énergie atomique à Vienne, avec laquelle un Accord de coopération est en vigueur, ainsi qu'avec d'autres organisations internationales opérant dans le domaine de l'énergie nucléaire.

© OCDE 2006

Toute reproduction, copie, transmission ou traduction de cette publication doit faire l'objet d'une autorisation écrite. Les demandes doivent être adressées aux Éditions de l'OCDE rights@oecd.org ou par fax (+33-1) 45 24 13 91. Les demandes d'autorisation de photocopie partielle doivent être adressées directement au Centre français d'exploitation du droit de copie, 20 rue des Grands Augustins, 75006 Paris, France (contact@cfcopies.com).

AVANT-PROPOS

L'organisation d'examens internationaux indépendants effectués par des pairs et portant sur des études et des projets nationaux constitue une activité majeure de l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (AEN) dans le domaine de la gestion des déchets radioactifs. Les pays membres accordent une grande valeur à ces examens dont ils souhaitent l'extension à des sujets plus vastes. Grâce aux expertises de l'AEN, les responsables des programmes nationaux sont mieux à même d'évaluer les travaux réalisés. Les observations des experts sur des questions de portée générale peuvent aussi présenter de l'intérêt pour les autres pays membres.

Le Gouvernement français a demandé à l'AEN d'organiser un examen international par les pairs du document du Commissariat à l'énergie atomique (CEA) intitulé « Dossier 2005 : séparation et transmutation ». Un mandat en fixe la portée et les objectifs. Conformément à ce mandat, le Secrétariat de l'OCDE/AEN a constitué une équipe internationale d'experts (EIE) composée de dix spécialistes, soutenus par des membres du Secrétariat de l'AEN expérimentés dans ce domaine. Cet examen a pour objet d'éclairer le débat que mène le Gouvernement français, avec les institutions et les organismes concernés, quant au rôle de la séparation et de la transmutation dans la stratégie nationale de gestion des déchets radioactifs et quant aux priorités et au programme de travail futurs.

Remerciements

L'équipe internationale d'experts (EIE) tient à remercier le personnel du CEA pour l'aimable accueil qui lui a été réservé à l'occasion de ses visites en France ainsi que pour l'assistance qui lui a été apportée en matière d'organisation et qui a grandement facilité son travail. L'EIE remercie également tout le personnel du Commissariat à l'énergie atomique (CEA) et du Centre national de la recherche scientifique (CNRS) associé à l'examen pour l'esprit de franche coopération avec lequel il a abordé l'exercice et répondu aux sollicitations de l'EIE.

TABLE DES MATIÈRES

Avant-propos	3
Résumé	7
Contexte	7
Évaluation d'ensemble	8
Conclusions et recommandations	13
Aperçu général	15
1. Introduction	17
1.1 Contexte	17
1.2 Le programme nucléaire français	18
1.3 Objet de l'examen	25
2. Aspects particuliers du dossier : la séparation	27
2.1 Introduction	27
2.2 Séparation poussée en phase aqueuse	28
2.3 Séparation pyrochimique	36
2.4 Conversion des produits	39
2.5 Reprise des verres	40
3. Aspects particuliers du dossier : la transmutation	43
3.1 Introduction	43
3.2 Les systèmes de transmutation	44
3.3 Études et recherches	49
4. Conclusions	59
4.1 Portée et limites du rapport	59
4.2 Stratégie	59
4.3 Objectifs	60
4.4 Résultats et points de convergence avec le groupe d'experts	60
4.5 Évolutions futures et solutions de rechange	61

5. Recommandations	63
5.1 Portée et limite du rapport	63
5.2 Séparation par voie aqueuse et pyrochimie	63
5.3 Gestion des produits et des produits de fission	64
5.4 Combustibles et cibles	64
5.5 Stratégie – Transmutation	65
Annexe 1. Examen mené sous l’égide de l’Agence de l’OCDE pour l’énergie nucléaire : mandat de l’équipe internationale d’experts.	67
Annexe 2. Membres de l’équipe internationale de l’examen	79
Experts internationaux.....	79
Secrétariat de l’OCDE/AEN	87
Glossaire	89

RÉSUMÉ

Contexte

À la demande du *ministère de l'Industrie* et du *ministère de la Recherche* français, l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (AEN), a organisé un examen de la première partie du Dossier 2005 du CEA intitulé *Les déchets radioactifs à haute activité et à vie longue – Recherches et résultats, axe 1 – Séparation et transmutation des radionucléides à vie longue* (CEA/DEN/DDIN/2004-642) qui a été effectué par une équipe internationale d'experts (EIE) indépendants représentant toutes les disciplines concernées par la séparation chimique, la transmutation et la technologie des matières nucléaires. Le Dossier 2005 marque une étape décisive du programme de travail qui a été confié au CEA concernant l'axe 1 des recherches prévues dans la Loi du 30 décembre 1991, à savoir « la recherche de solutions permettant la séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue présents dans ces déchets ».

Cet examen a pour objet principal de faire savoir aux Autorités françaises si le « Dossier 2005 : séparation et transmutation » repose sur des bases techniques solides et s'il a été établi avec compétence en termes de démarche scientifique et technique, de méthodologie, de résultats et de stratégie. Les Autorités françaises sont particulièrement soucieuses d'obtenir des recommandations détaillées concernant des améliorations spécifiques à apporter, notamment s'il devait être décidé de mettre en œuvre la séparation et la transmutation. Les experts étaient invités à accorder une attention particulière aux aspects suivants :

- la faisabilité technique de la reprise des radionucléides à vie longue des déchets vitrifiés actuels ;
- les aspects scientifiques et techniques des procédés de séparation ;
- les bases scientifiques des procédés de transmutation et l'efficacité de ces procédés en fonction des conditions d'irradiation neutronique ;
- l'efficacité des ADS (systèmes hybrides) pour la transmutation, et le stade de développement de ces systèmes.

Le rapport qui suit est le fruit d'un consensus au sein de l'EIE. Il se fonde sur l'examen du Dossier 2005, ainsi que sur celui de documents supplémentaires et d'informations communiquées par le CEA et le CNRS qui a également contribué à ces recherches. Il se base également sur les réponses aux questions posées par l'équipe, ainsi que sur des échanges directs avec les membres du CEA et du CNRS lors de réunions organisées en France.

Le mandat de l'EIE a été établi d'un commun accord par l'AEN et les Autorités françaises. Deux exemplaires en français et en anglais du Dossier 2005 ont été remis à l'EIE, avec la documentation correspondante. Une première réunion de l'EIE, du CEA et du CNRS s'est tenue du 5 au 7 septembre 2005 à Paris, suivie d'une visite de l'installation Atalante à Marcoule organisée à l'intention des membres qui ne la connaissaient pas. Cette première réunion fut l'occasion pour le CEA et le CNRS de présenter le contenu du rapport et de fournir de nouvelles explications orales ou écrites à la demande de l'EIE. À l'issue de ce processus, l'EIE a établi une première, puis une deuxième série de questions écrites auxquelles le CEA a répondu dans les délais convenus. Le 30 novembre 2005, après trois jours de réunion à Paris, l'EIE a présenté par oral au CEA les principales conclusions préliminaires de son examen.

L'EIE se félicite de l'esprit d'ouverture du CEA et du CNRS qui ont mis à sa disposition les personnels compétents possédant les savoirs et l'expérience nécessaires pour répondre à ses questions techniques, ce qui lui a considérablement facilité la tâche. L'EIE souhaite confirmer qu'elle a obtenu suffisamment d'informations pour lui permettre de s'acquitter de son mandat.

Évaluation d'ensemble

Pour évaluer les informations qui lui ont été fournies et présenter ses conclusions et recommandations, l'EIE a mis à contribution l'expertise de ses membres ainsi que son expérience collective des meilleures pratiques internationales.

Observations générales

Séparation des actinides mineurs

- C'est avec une grande compétence et un taux de réussite remarquable qu'au cours des quinze dernières années, le CEA a mis au point des méthodes de séparation poussée pour récupérer les actinides mineurs (neptunium, américium et curium) du raffinat du procédé PUREX et l'on peut raisonnablement penser que le développement industriel de cette technique serait un succès. L'expérience à l'échelle du kilogramme qui doit être menée dans la Chaîne Blindée Procédé (CBP) marquera une étape décisive.

- Le CEA a accompli un réel travail de pionnier pour mettre au point un procédé de séparation de l'américium et du curium, mais la décontamination de l'américium séparé par ce procédé n'a pas été entièrement démontrée. Les exigences de pureté dépendront dans une large mesure de l'usage que l'on compte faire de l'américium, ce qui a n'a pas été précisé.
- Des objectifs de récupération ont été fixés pour les actinides mineurs et certains produits de fission, apparemment en fonction d'un objectif de réduction de la radiotoxicité des déchets résiduels que le CEA n'a pas défini dans le rapport. On recommande de prendre en compte d'autres critères comme la réduction de la charge thermique en vue du stockage géologique, ou la diminution du volume des déchets.

Séparation des produits de fission

- Les procédés mis au point pour extraire les produits de fission importants (notamment l'iode et le césium) paraissent corrects, bien que le rapport ne les décrive pas en détail, de même qu'il ne donne aucun détail sur le procédé d'extraction du technétium. Les méthodes envisagées pour immobiliser et finalement stocker ces matières ne sont que vaguement formulées, ce qui est plus préoccupant. Dans le cas du césium, qui produit beaucoup de chaleur par décroissance radioactive, cette précision paraît particulièrement importante.

Séparation pyrochimique

- La séparation pyrochimique des actinides mineurs restant dans le raffinat du procédé PUREX était initialement envisagée, mais le CEA a choisi depuis, à juste titre selon l'EIE, de mettre plutôt l'accent sur la faisabilité du traitement des combustibles innovants et des cibles de transmutation. Des travaux de développement considérables seront nécessaires avant qu'une application industrielle soit envisageable.
- Les procédés pyrochimiques utilisant des sels fondus paraissent très intéressants pour des opérations particulières du cycle du combustible. Parmi les trois techniques étudiées par le CEA, deux (extraction électrolytique sur cathode liquide et extraction réductrice sel/métal) sont plus sélectives que les techniques de précipitation fractionnée. Il reste pourtant d'importants progrès à accomplir et notamment :
 - Il faudra démontrer les performances de séparation pour un taux de récupération des actinides de 99,9 %.
 - Il n'existe pas encore de technique pour séparer les actinides du solvant réducteur Al-Cu dans le procédé d'extraction sel/métal, et l'on

ne connaît pas le comportement des produits de fission (Zr, Cs, etc.) autres que les métaux nobles et les lanthanides.

- Le développement des équipements principaux et auxiliaires ne fait que commencer.
- Avant d'envisager de recourir à ces méthodes, il faudra lever un certain nombre d'incertitudes liées aux performances de séparation, aux difficultés techniques de mise en œuvre des procédés à haute température et à la nature corrosive des milieux employés.

Conversion des produits

- Le CEA a décidé d'utiliser un procédé de précipitation oxalique pour convertir sous forme solide les solutions de produits avant un entreposage intermédiaire ou de longue durée. Ce choix paraît judicieux, notamment parce qu'il bénéficie de l'expérience considérable acquise avec le plutonium à l'usine de La Hague.
- Pour l'entreposage des actinides récupérés sous forme de poudres, il est prévu des conteneurs résistant à une pression nominale de 45 bars. Il serait préférable, pour des raisons de sûreté, d'envisager une conception avec évent permettant d'évacuer la pression de l'hélium formé par décroissance alpha du contenu.

Reprise des verres

- Aujourd'hui, les actinides mineurs sont vitrifiés avec les produits de fission au cours des dernières phases du procédé PUREX, à l'usine de La Hague. Le CEA a étudié la possibilité de traiter ces verres pour réduire la quantité de substances radiotoxiques qui se retrouveront finalement dans un stockage géologique. Deux solutions ont été évaluées pour extraire les actinides mineurs de ces verres mais il a été également envisagé de différer l'étape de vitrification et d'entreposer les calcinats formés avant la vitrification en attendant que l'on puisse en retirer les actinides mineurs. Le CEA en a judicieusement conclu que la mise en œuvre industrielle de ces procédés serait extrêmement difficile et imposerait un coût supplémentaire sans procurer de bénéfice réel pour la santé des populations et la sûreté.

Systèmes de transmutation

- Les études sur la transmutation ont permis d'explorer les possibilités d'utiliser les réacteurs actuels comme sources de rayonnement, sans pour autant laisser de côté les nouvelles technologies de réacteurs. Bien que les scénarios de réacteurs aient été exclus du mandat de l'EIE, cette dernière a

jugé qu'il lui fallait en tenir compte car ces scénarios ont tous une influence sur le programme des recherches consacrées à la séparation et la transmutation.

- De l'avis de l'EIE, les travaux de développement effectués sont d'un excellent niveau. L'EIE convient qu'un programme complet de gestion du plutonium et des actinides mineurs exige un ensemble d'installations d'irradiation comprenant des systèmes à spectres de neutrons rapides. Toutefois, il reste encore beaucoup de travail à faire sur les combustibles et cibles à base d'actinides, notamment dans le domaine de la fabrication. La fabrication des combustibles contenant du curium posera des problèmes particuliers.
- De l'argumentation présentée il ressort que la transmutation des produits de fission n'est pas réalisable, une conclusion à laquelle l'EIE se rallie. La transmutation des produits de fission ne peut pas se justifier par la seule volonté de diminuer la radiotoxicité des déchets. Si toutefois on devait prendre en compte les risques radiologiques et/ou la production de chaleur, il faudrait accorder davantage d'importance à la recherche d'autres solutions pour le stockage de certains produits de fission à vie longue ou à fort dégagement de chaleur.

Transmutation dans des réacteurs thermiques

- Le CEA a étudié un large éventail de possibilités pour transmuter les transuraniens dans les REP. Si ces réacteurs sont capables de réduire au minimum la production continue d'actinides, leur consommation d'américium est contrebalancée par une production de curium de même ampleur. Ils n'ont pas le potentiel neutronique nécessaire pour « incinérer » totalement leur propre inventaire en actinides mineurs. En outre, il apparaît que l'introduction de petites quantités d'actinides mineurs dans le combustible peut avoir d'importantes répercussions sur le cycle du combustible. L'EIE convient de l'utilité de ces concepts pour gérer le plutonium mais ne leur reconnaît pas les mêmes qualités pour la gestion des actinides mineurs.

Transmutation dans des réacteurs rapides

- L'EIE reconnaît que le succès d'un programme de transmutation passe par l'utilisation de spectres de neutrons rapides. Elle approuve pleinement l'idée de gérer à long terme les actinides dans un parc nucléaire composé d'une proportion significative de réacteurs rapides, mais souhaiterait insister sur la nécessité de réaliser à court et à moyen terme les travaux de développement et de démonstration nécessaires pour atteindre cet objectif à long terme.

Transmutation dans des ADS

- L'EIE est convaincue que les ADS (systèmes hybrides) ont un rôle à jouer dans un système à double strate où l'intégralité du plutonium est consommée dans des réacteurs de puissance commerciaux et les actinides mineurs sont détruits dans les ADS.
- Ces dernières années ont vu des avancées importantes dans ce domaine, apportant la preuve de la faisabilité de la transmutation dans des ADS. Il reste pourtant encore beaucoup de progrès à faire dans les domaines de la fiabilité de l'accélérateur, des études de conception, de la mise au point des combustibles et de la validation neutronique.
- Le CEA et le CNRS participent, aux côtés d'autres laboratoires européens, aux études entreprises dans le cadre du projet intégré EUROTRANS. L'EIE approuve cette intégration du programme français à un projet européen de développement des ADS et recommande de poursuivre dans cette voie pour se faire une opinion claire sur la technologie des ADS et leur efficacité pour la transmutation.

Données nucléaires

- Le CEA se sert d'un ensemble cohérent de données nucléaires et de méthodes de calcul pour analyser les performances de transmutation ; les importantes bases de données expérimentales dont il se sert, combinées à une méthodologie de validation robuste, produisent des résultats fiables. À mesure qu'apparaîtront des systèmes fortement chargés en actinides mineurs, il faudra mettre l'accent sur l'amélioration des données nucléaires concernant ces éléments.

Combustibles et cibles

- Les recherches sur les combustibles et cibles de transmutation à base d'actinides mineurs ont largement contribué à la compréhension des effets de la présence de ces actinides pendant l'irradiation et ont montré les voies de recherche à suivre pour accomplir de nouveaux progrès. La conclusion qui s'impose est que seul le recyclage homogène de l'américium et du neptunium dans des combustibles à oxyde mixte de réacteurs rapides a pu être démontré lors d'expériences sur des aiguilles combustibles. Des travaux supplémentaires sont nécessaires pour valider tous les autres concepts de combustibles dont on ne peut pas encore évaluer l'intérêt réel.
- Le rapport ne détaille pas suffisamment la difficulté de manipuler, au cours du cycle du combustible, plusieurs grammes d'américium et de curium, éléments qui diffèrent beaucoup, par leurs propriétés, de l'uranium et du

plutonium. Ces différences tiennent principalement à leur grande chaleur de décroissance et à leurs émissions de neutrons et de rayonnements gamma plus importantes, mais aussi à d'autres différences de propriétés physiques et chimiques.

- Les recherches sur les combustibles et les cibles sont le maillon le plus faible de la chaîne de séparation et de transmutation, bien qu'elles soient vitales tant pour les réacteurs rapides que pour les ADS. Il convient de veiller au maintien d'une infrastructure de R-D appropriée, avec des installations à neutrons rapides adaptées et des financements suffisants.

Solidité des bases techniques et qualité des recherches

Le Dossier 2005 repose sur des bases techniques solides et rend compte de recherches de haut niveau menées par des équipes compétentes. L'EIE est d'avis que la participation du CNRS aux études sur les ADS a été très bénéfique, et conseille de poursuivre la participation aux programmes pertinents que soutient la Commission européenne, ainsi qu'à d'autres travaux internationaux. Ces liens sont un moyen d'assurer aux futures activités une base scientifique solide.

Conformité avec les pratiques et standards internationaux

S'agissant du travail scientifique d'ensemble, des capacités de modélisation et des systèmes mis au point, les activités du CEA sont jugées conformes aux pratiques et standards internationaux. L'EIE a considéré comme une omission le fait de ne pas avoir évoqué les relations entre ce programme et les travaux sur les réacteurs de quatrième génération. Le rapport gagnerait beaucoup, tant en exhaustivité qu'en profondeur, à intégrer ces études.

Conclusions et recommandations

L'EIE a formulé des conclusions et recommandations sur le programme de travail décrit dans le rapport. Les plus importantes sont reprises ci-dessous :

- Ce rapport présente, dans bien des domaines, un travail technique d'une excellente qualité, mais il est rédigé de telle manière que le lecteur, notamment s'il n'est pas au fait des sujets techniques abordés, éprouvera des difficultés à suivre et à comprendre ce dont il s'agit. Il serait bon par conséquent d'en rédiger une version plus compréhensible destinée aux lecteurs non avertis en prévision du débat sur la nouvelle loi relative aux déchets.

- C'est avec un grand talent et un taux de réussite remarquable que le CEA a mis au point des méthodes de séparation poussée pour le traitement du combustible usé des REP ces quinze dernières années. Les procédés aqueux de séparation des actinides mineurs (neptunium, américium et curium) du raffinat de PUREX sont suffisamment avancés pour que l'on puisse raisonnablement envisager la réussite d'un développement industriel.
- L'EIE se rallie pleinement à l'idée que la gestion des actinides mineurs s'effectuera à long terme dans un parc de réacteurs intégrant des réacteurs rapides. Toutefois, elle redoute que la disparition des infrastructures de R-D et, notamment, d'installations d'irradiation à neutrons rapides, ne compromette les avancées dans ce domaine.
- L'EIE est convaincue que les ADS ont un rôle à jouer dans un système à double strate où l'intégralité du plutonium est consommée dans des réacteurs de puissance commerciaux et les actinides mineurs sont détruits dans les ADS. Ces dernières années ont vu des avancées importantes dans ce domaine, apportant la preuve de la faisabilité de la transmutation dans des ADS. Il reste encore beaucoup de travaux de développement à faire sur ces systèmes. L'EIE approuve l'intégration du programme français à un projet européen plus vaste pour parvenir à une évaluation solide de la technologie des ADS et de leur efficacité pour la transmutation.
- L'EIE note que les objectifs des recherches ont tous été exprimés en termes de réduction de radiotoxicité. La gestion des risques à long terme présentés par les déchets peut être envisagée selon deux points de vue qui méritent discussion, à savoir réduire l'inventaire radio-toxique total ou diminuer la dose de rayonnement à laquelle les populations pourraient être exposées à long terme du fait de la présence d'un stockage. La séparation et la transmutation des actinides s'inscrivent dans la première optique tandis que la séparation et la transmutation des produits de fission relèveraient davantage de la seconde. La séparation et la transmutation pourraient aussi contribuer à une meilleure gestion du stockage dans la mesure où elles permettent d'abaisser la charge thermique et le volume des déchets à stocker.
- Il n'a pas été tenté dans le rapport de traiter de manière globale les effets de la séparation et de la transmutation sur l'ensemble du cycle du combustible. Par exemple, il n'est pas question des implications du recyclage des actinides mineurs sur la fabrication du combustible, ni des conséquences de la mise en œuvre de la séparation et de la transmutation sur le fonctionnement d'un stockage définitif. Une analyse plus exhaustive s'imposera dans un avenir proche.

Aperçu général

L'EIE a été impressionnée par les avancées du programme de séparation et de transmutation du CEA depuis 1991. Les différentes disciplines techniques n'ont pas toutes atteint le même niveau de développement. Les études sur la séparation chimique, par extraction liquide-liquide, des éléments du combustible usé de REP sont très avancées, et l'on trouve même d'excellentes innovations notamment pour l'extraction des actinides mineurs, ce qui place le CEA à l'avant-garde de la recherche internationale. Par contre, les recherches sur les combustibles et cibles de transmutation (fabrication, essais de fonctionnement et traitement chimique ultérieur), n'ont pas dépassé le stade exploratoire. L'EIE est d'avis qu'une réflexion stratégique approfondie entreprise au cours des recherches aurait été profitable, bien que la Loi de 1991 ne précise rien à ce sujet. Il y a lieu de s'inquiéter de la disparition des infrastructures de R-D, en particulier des installations d'irradiation à spectres rapides.

1. INTRODUCTION

1.1 Contexte

La gestion du combustible nucléaire usé en France consiste à retraiter le combustible pour en extraire le plutonium et l'uranium encore présent en vue d'un éventuel recyclage. Les déchets produits au cours de ce traitement contiennent des produits de fission ainsi que divers actinides mineurs qui se forment lors du bombardement neutronique de l'uranium et du plutonium dans le réacteur. La première étape du retraitement chimique par extraction liquide-liquide permet de séparer le gros des produits de fission avec les actinides mineurs dans une solution de déchets liquides de haute activité. La pratique actuelle consiste à convertir ce liquide en une matrice vitreuse solide (verres) adaptée à l'entreposage de longue durée et éventuellement au stockage définitif.

Le stockage des déchets radioactifs et le fait que la radioactivité puisse persister très longtemps ne laissent pas de préoccuper les populations. De fait, il est impossible de garantir totalement l'intégrité d'un entreposage ou d'un stockage définitif sur une période de plusieurs milliers d'années. On ne peut en effet écarter l'éventualité que dans un avenir très lointain des matières radiotoxiques soient relâchées, ce qui, aux yeux du public, pourrait constituer un risque inacceptable pour les générations futures.

En 1991, l'*Assemblée nationale* et le *Sénat* ont adopté une loi précisant que la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue devait être assurée dans le respect de la protection de la nature, de l'environnement et de la santé, en prenant en considération les droits des générations futures. Cette Loi n°91-1381 du 30 décembre 1991 est également connue sous le nom de Loi Bataille, du nom de son instigateur, le *député Christian Bataille*.

Cette Loi impose de réaliser des recherches sur trois axes :

- Axe 1 – La recherche de solutions permettant la séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue présents dans les déchets radioactifs.
- Axe 2 – L'étude des possibilités de stockage réversible ou irréversible dans les formations géologiques.

- Axe 3 – L'étude des procédés de conditionnement et d'entreposage de longue durée en surface des déchets radioactifs.

À l'issue d'une période qui ne pourra excéder 15 ans, c'est-à-dire avant la fin de 2006, le Gouvernement doit adresser au Parlement un rapport global d'évaluation de ces recherches.

Cette Loi de 1991 crée également une *Commission nationale d'évaluation* (CNE) chargée de produire des rapports réguliers au Gouvernement et au Parlement sur les progrès de ces axes de recherche. Pour s'acquitter de sa mission, la CNE organise périodiquement des auditions d'experts sur des sujets de son choix.

Le *Commissariat à l'énergie atomique* (CEA) s'est vu confier la responsabilité de mener les études sur les axes 1 et 3, tandis qu'il incombe à l'*Agence pour la gestion des déchets radioactifs* (Andra) de mener les recherches sur l'axe 2.

En prévision de l'échéance de 2006, le CEA a établi un rapport (Dossier 2005 : séparation et transmutation) qui récapitule les résultats du programme de recherche-développement concernant le premier axe de recherche prévu dans la Loi de 1991 et qui présente les conclusions du CEA sur la faisabilité de la séparation et de la transmutation des actinides mineurs et de certains produits de fission contenus dans le combustible utilisé.

Le Gouvernement français souhaite que ce « Dossier 2005 : séparation et transmutation » soit lu et examiné par un vaste public afin de susciter le débat sur la gestion des déchets et d'instaurer un climat de confiance. C'est pourquoi il a jugé essentiel de le soumettre à l'examen d'une équipe indépendante d'experts internationaux, et les Autorités françaises ont demandé à l'AEN de se charger de cet examen.

1.2 Le programme nucléaire français

1.2.1 Présentation

La France a un programme électronucléaire important. Dans les années 50 et 60, six réacteurs de première génération à graphite-gaz ont été construits et mis en service, en même temps que la première usine de retraitement du combustible utilisé. Aujourd'hui, toutes ces installations sont hors service et en cours de démantèlement. Cependant, à partir de 1977, 58 réacteurs à eau sous pression ont été construits et exploités avec les usines d'enrichissement et de retraitement du combustible utilisé et les installations de gestion des déchets

associés. En 1973, le réacteur à neutrons rapides de 250 MWe Phénix a été mis en service sur le site de Marcoule, suivi en 1985 à Creys-Malville du réacteur rapide commercial de 1 200 MWe, Superphénix. Aujourd'hui, l'énergie nucléaire assure 78 % de la production de l'électricité du pays.

1.2.2 Le cycle du combustible nucléaire

Le combustible nucléaire brûlé dans un réacteur doit être périodiquement remplacé à mesure que les noyaux d'uranium (et de plutonium) subissent les fissions qui produisent de l'énergie. Une fois déchargé du réacteur, le combustible usé peut soit être retraité pour en extraire et recycler l'uranium encore présent et le plutonium formé ou, au contraire, être considéré comme un déchet. Cette dernière solution, appelée « cycle du combustible ouvert », a été adoptée par d'autres pays. Le cycle du combustible ouvert ne prévoit pas de retraitement, avec la gestion des déchets correspondante, mais consiste à conserver les assemblages combustibles usés déchargés du réacteur et contenant la totalité de leur inventaire en radionucléides dans des entrepôts sûrs et protégés, en l'attente d'un stockage définitif.

La France, le Royaume-Uni et la Russie, par exemple, ont opté pour le recyclage de leur combustible usé. Un programme de retraitement-recyclage exige plusieurs installations industrielles pour transformer et réutiliser les substances radioactives contenues dans le combustible. Ce recyclage produit des déchets liquides hautement radioactif (raffinat) qui contient les produits de fission et les actinides mineurs restant après l'extraction du plutonium et de l'uranium réutilisables. On produit également à ce stade des déchets moins radioactifs (de moyenne activité) qui comprennent notamment les gaines usagées des crayons combustibles. Ces usines de retraitement-recyclage représentent un investissement substantiel et ont une longue durée de vie. Ces réalités industrielles font que toute modification importante du cycle du combustible n'est envisageable que sur plusieurs décennies.

En 1977, le CEA a entrepris de développer la technologie de production d'un combustible composé d'un mélange d'oxydes de plutonium et d'uranium (MOX). Cette technique permet de recycler les matières réutilisables dans le combustible usé tout en réduisant la radiotoxicité des déchets ultimes de 80 % sur 300 ans et de 90 % sur 500 ans. En 1987, le réacteur de Saint-Laurent recevait pour la première fois du plutonium recyclé dans du combustible MOX. Quinze ans plus tard, vingt REP français de 900 MWe consomment ce combustible, contribuant ainsi à réduire les stocks de plutonium. Dans ces vingt réacteurs, le combustible MOX représente 30 % de la charge ; deux d'entre eux utilisent également de l'uranium de retraitement.

Le recyclage du plutonium s'accompagne toutefois d'une augmentation de l'ordre de 30 % de la quantité des actinides mineurs présents dans le combustible MOX usé. En France, on décharge annuellement près de 1 150 tonnes de combustibles UOX et MOX usés des 58 réacteurs du parc nucléaire d'EdF qui produisent près de 400 TWh par an. Ces combustibles usés sont entreposés un à deux ans dans des piscines de refroidissement sur les sites des centrales nucléaires avant d'être envoyés à La Hague pour y être retraités ultérieurement. Cette opération, qui consiste à séparer l'uranium et le plutonium du combustible usé, n'interviendra qu'après cinq ans minimum de refroidissement en piscine.

À l'heure actuelle, on ne retire que la quantité de combustible usé UOX nécessaire pour répondre aux besoins en MOX. Ainsi 850 des 1 050 tonnes de combustible usé UOX déchargées sont traitées annuellement à La Hague, ce qui permet de fabriquer environ 100 tonnes de MOX dans l'usine Melox à Marcoule. Les 200 tonnes de combustible usé UOX restantes et les combustibles MOX usés sont entreposés en vue d'un éventuel retraitement différé.

Le CEA a mis au point des techniques de conditionnement destinées à stabiliser les divers déchets en l'attente d'un stockage définitif. La vitrification est la solution retenue pour conditionner les déchets liquides de haute activité produits lors du retraitement des combustibles usés. Le premier verre nucléaire a été fondu à Marcoule en 1963, et la production industrielle a débuté 15 années plus tard. Des progrès similaires ont été accomplis pour les déchets de moyenne activité et à vie longue : les équipes du CEA ont conçu des procédés de conditionnement par bitumage et par cimentation, qui ont été mis en oeuvre sur les sites industriels de Marcoule et de La Hague.

Conformément à la Loi Bataille, le CEA a continué d'adapter les installations nécessaires pour mener à bien son programme d'étude et a consenti un investissement financier important pour conduire certaines expérimentations. L'installation Atalante, par exemple, qui avait été mise en service en 1992, a été aménagée pour des expériences de séparation et de transmutation sur des matières très radioactives.

En 1998, le Gouvernement a ordonné la fermeture du réacteur à neutrons rapides Superphénix, ce qui signifiait que ce réacteur où les chercheurs avaient envisagé de réaliser les expériences de transmutation n'était plus disponible. Phénix restait alors le seul réacteur à neutrons rapides utilisable en France pour ces expériences, et il a fallu effectuer les modifications nécessaires pour pouvoir les réaliser. En juin 2003, ce réacteur qui était arrêté depuis 1999 pour une maintenance périodique complète et des travaux de rénovation liés à la sûreté, a repris du service pour une durée limitée.

1.2.3 Irradiation des combustibles

Le combustible neuf est constitué de pastilles d'UOX ou de MOX placées dans des aiguilles combustibles maintenues en faisceau pour constituer un assemblage combustible qui est introduit dans le réacteur. L'irradiation en réacteur produit beaucoup de chaleur et, par des réactions nucléaires, une grande variété de radionucléides au sein du combustible et des éléments métalliques structurant l'assemblage. On ne dénombre pas moins de 300 radionucléides répartis selon une quarantaine d'éléments chimiques de la classification périodique.

D'après le CEA, un assemblage d'environ 500 kg de combustible UOX usé, provenant aujourd'hui d'un réacteur REP, contient en masse :

- 94 % d'uranium et 1 % de plutonium – des éléments au fort potentiel énergétique (équivalent pour les réacteurs actuels à environ 10 000 tonnes de pétrole) qui ne sont pas considérés comme des déchets ;
- d'autres radionucléides, qui représentent aujourd'hui les déchets de la production d'énergie.

Une partie importante de ces radionucléides sont des produits de fission à vie courte : la radioactivité et le dégagement de chaleur du combustible utilisé pendant quelques dizaines d'années après sa sortie du réacteur leur sont essentiellement dus. Ces radionucléides ayant une période inférieure à 30 ans, leur radioactivité décroît rapidement (elle est divisée par mille au bout de 300 ans) ainsi que le dégagement de chaleur qui en résulte. Ce n'est pas le cas des actinides mineurs (0,1 % du combustible utilisé) ou des produits de fission à vie longue (0,3 %) qui restent responsables d'une radioactivité résiduelle, certes plus faible que celle des produits de fission à vie courte, pendant plusieurs milliers, voire plusieurs millions d'années. Deux radionucléides (^{241}Am et ^{238}Pu) sont à l'origine de dégagements de chaleur qui se prolongent environ un millier d'années.

1.2.4 Les déchets relevant de la Loi de 1991

En France, les déchets radioactifs sont classés en différentes catégories suivant leur niveau de radioactivité et la période radioactive des radionucléides qu'ils contiennent. Ils sont dits à vie longue lorsque leur période dépasse 30 ans, à vie courte sinon. La classification française comporte les catégories suivantes :

- les déchets de très faible activité : ils contiennent une quantité très faible de radionucléides (10 à 100 Bq/g) qui empêche de les considérer comme des déchets conventionnels ;

- les déchets de faible et moyenne activité à vie courte : le niveau de radioactivité de ces déchets se situe en général entre quelques centaines et un million de Bq/g dont moins de dix mille Bq/g de radionucléides à vie longue. Leur radioactivité sera comparable à la radioactivité naturelle en moins de 300 ans ;
- les déchets de faible activité à vie longue : cette catégorie est constituée des déchets « radifères » provenant de l'extraction de terres rares dans des minerais radioactifs et des déchets « graphites » provenant de la première génération de réacteurs ;
- les déchets de moyenne activité à vie longue ; très divers, que ce soit par leur origine ou par leur nature. Principalement issus des structures de combustibles usés (coques et embouts) ou de l'exploitation et de la maintenance des installations ;
- les déchets de haute activité – qui contiennent les produits de fission et les actinides mineurs séparés lors du retraitement des combustibles usés et incorporés à chaud dans des verres. Environ 120 m³ de verre nucléaire sont coulés chaque année. Ces déchets contiennent l'essentiel de la radioactivité et sont par conséquent le siège d'un fort dégagement de chaleur qui demeure significatif à l'échelle de plusieurs siècles.

Globalement, les déchets radioactifs conditionnés en France représentent moins de 1 kg par an et par habitant. Ce kilogramme se répartit ainsi :

- plus de 90 % de déchets de faible et moyenne activité à vie courte, qui ne contiennent que 5 % de la radioactivité totale ;
- pratiquement pas de déchets de faible activité à vie longue ;
- 9 % de déchets de moyenne activité à vie longue ;
- moins de 1 % de déchets de haute activité.

L'Andra établit l'Inventaire national des déchets radioactifs [voir référence AND-04 dans la bibliographie du rapport de synthèse du CEA sur l'axe 1] qui présente une situation géographique des déchets sur le territoire français, un regroupement de ces déchets par familles afin de présenter des synthèses et des statistiques, une vision prospective des déchets français en 2010 et 2020, et des projections des quantités de combustibles usés qui seront produites au-delà de 2020 par le parc actuel. Cet inventaire contient également une estimation du volume des déchets de démantèlement des installations existantes.

1.2.5 Principes actuels de gestion des déchets radioactifs

L'objectif de la gestion à long terme des déchets radioactifs est de protéger l'homme et son environnement contre les effets des substances radioactives et

notamment contre les risques radiologiques. Il faut donc éviter toute émission ou dissémination de matières radioactives en isolant les déchets de l'environnement. Sommairement, cette gestion obéit aux principes suivants :

- produire le moins possible de déchets ;
- réduire autant que possible le caractère dangereux des déchets ;
- prendre en compte les spécificités de chaque catégorie de déchets ;
- choisir des dispositions qui minimisent les charges de surveillance et de maintenance pour les générations futures.

Les déchets de moyenne activité et de haute activité qui contiennent des radionucléides de période radioactive très longue (parfois supérieure à plusieurs centaines de milliers d'années), sont aujourd'hui conservés dans des installations d'entreposage placées sous le contrôle de l'Autorité de sûreté nucléaire. C'est leur devenir à long terme, au-delà de cette période d'entre-posage, qui est l'objet de la Loi du 30 décembre 1991.

Tout l'enjeu des recherches initiées par la Loi du 30 décembre 1991 est de fournir les éléments scientifiques et techniques qui permettront de déterminer les modes de gestion à long terme les plus appropriés pour maîtriser le risque présenté par les déchets de moyenne activité à vie longue et de haute activité

1.2.6 Rôle du CEA

Le pilotage des axes 1, séparation-transmutation, et 3, conditionnement et entreposage de longue durée en surface, a été confié au CEA.

Ces recherches ont été principalement réalisées par les équipes du CEA. Toutefois, un important partenariat a été mis en place avec le CNRS (Centre national de la recherche scientifique) pour certaines recherches concernant l'axe 1, par exemple la technologie de transmutation et la pyrochimie. Par ailleurs, le CEA et l'Andra ont étroitement coopéré afin d'assurer la cohérence technique la plus complète possible en matière de gestion des colis, de l'entreposage au stockage. En outre, Cogema, EDF et Framatome-ANP ont contribué aux travaux réalisés en mettant leur expérience industrielle au service de la recherche. Au vu des objectifs associés à l'axe 1 de la Loi de 1991, le CEA a structuré ses programmes de recherche pour répondre aux questions suivantes :

- Quels éléments radioactifs à vie longue peut-on séparer ? De quels déchets ? Et comment ?
- Que peut-on faire de ces éléments une fois séparés ?
- Quels sont les éléments séparés transmutables en éléments stables ou à vie courte ? Et comment ?

Pour répondre à ces différentes questions, le CEA a mobilisé d'importants moyens humains, techniques et financiers, et a également mis en place de nouvelles coopérations avec les acteurs nationaux, européens et internationaux. Depuis 1992, plusieurs centaines de personnes ont travaillé dans des domaines très variés sur les trois axes de la Loi de 1991. L'examen du groupe d'experts se limite cependant aux travaux concernant la séparation et la transmutation.

Dans les recherches sur l'axe 1, certains aspects présentaient de vrais défis scientifiques. Avant de pouvoir séparer des atomes radioactifs aux propriétés chimiques très voisines, il a fallu créer, fabriquer et tester plus d'une centaine de molécules d'extraction. Pour les expériences de transmutation, telles que celles réalisées dans le réacteur Phénix à Marcoule, plus de cinq ans s'écoulaient entre le moment où l'on conçoit l'expérience et l'obtention des premiers résultats expérimentaux.

1.2.7 Organisation du Dossier 2005 : séparation et transmutation

Le Dossier 2005 : séparation et transmutation regroupe toutes les données et connaissances sur lesquelles reposent les conclusions du CEA concernant la faisabilité, dans certaines conditions, de la séparation et de la transmutation des actinides mineurs – le neptunium, l'américium et le curium - en radionucléides stables à vie courte. Il détaille les résultats expérimentaux et théoriques obtenus sur l'utilisation de l'extraction poussée liquide-liquide et de la pyrochimie pour séparer des radionucléides particuliers. Il présente également les résultats des recherches sur la transmutation à l'aide de réacteurs nucléaires et de systèmes hybrides comme sources de neutrons. Il traite enfin des scénarios envisageables pour la séparation et la transmutation.

Il s'agit bien par conséquent d'un rapport énonçant des conclusions qui s'inscrit dans un processus de décision. Après une introduction générale (chapitre A) et l'introduction de la partie consacrée à la séparation et à la transmutation (chapitre B), le rapport est organisé comme suit :

- Les chapitres C.1 à C.12 concernent les résultats des recherches sur la séparation poussée des combustibles usés et plus précisément :
 - la reprise éventuelle des colis actuels de déchets (chapitre C.3) ;
 - les résultats de la séparation par voie aqueuse des actinides mineurs et des produits de fission à vie longue (chapitre C.4 à C.8) ;
 - les résultats des recherches sur l'entreposage intermédiaire des actinides mineurs séparés (chapitre C.9) ;
 - les résultats des recherches sur le procédé avancé de séparation pyrochimique (chapitre C.10) ;

- l'évaluation de la séparation poussée et les perspectives (chapitres C.11 et C.12, respectivement).
- Les chapitres D.1 à D.7 sont consacrés aux résultats des recherches sur la transmutation et notamment à :
 - la faisabilité de la transmutation dans des réacteurs thermiques ou des réacteurs rapides critiques ou sous-critiques (chapitre D.4) ;
 - la fabrication des combustibles et des cibles, et les expériences de transmutation (chapitre D.5) ;
 - l'évaluation des résultats des recherches sur la transmutation et les perspectives de cette technique au regard d'un développement durable de l'énergie nucléaire (chapitres D.6 et D.7, respectivement).
- Enfin, le chapitre E étudie des scénarios de séparation-transmutation permettant d'utiliser de nouveaux types de réacteurs, en particulier des réacteurs à neutrons rapides fonctionnant en mode critique ou sous-critique.

1.3 Objet de l'examen

Cet examen a pour objet de faire savoir aux Autorités françaises (ministère de l'Industrie et ministère de la Recherche) si le Dossier 2005 « Séparation et Transmutation » repose sur des bases techniques solides et s'il a été établi avec compétence en termes de démarche scientifique et technique, de méthodologie, de résultats et de stratégie. Les Autorités françaises sont particulièrement soucieuses d'obtenir des recommandations détaillées concernant des améliorations spécifiques qui pourraient servir cet objectif, notamment si le processus de décision débouche sur la mise en œuvre de la séparation et de la transmutation.

Les experts étaient invités à accorder une attention particulière aux aspects suivants :

- La faisabilité technique de la reprise des radionucléides à vie longue des déchets vitrifiés actuels.
- Les aspects scientifiques et techniques des procédés de séparation.
- Les bases scientifiques des procédés de transmutation et leur efficacité en fonction des conditions d'irradiation neutronique.
- L'efficacité des ADS pour la transmutation, et le stade de développement de ces systèmes.

On trouvera à l'annexe 1 le mandat de l'équipe internationale d'experts et à l'annexe 2 une présentation détaillée des membres de l'équipe.

2. ASPECTS PARTICULIERS DU DOSSIER : LA SÉPARATION

2.1 Introduction

C'est avec grande compétence et un taux de réussite remarquables que le CEA a mis au point des méthodes de séparation poussée pour le traitement du combustible usé des REP ces quinze dernières années ; des travaux tout à fait originaux ont été entrepris dans le domaine de la séparation de l'américium et du curium.

Des taux de récupération ambitieux ont été fixés pour l'américium, le curium, le neptunium, l'iode, le technétium et le césium. Cette démarche est valable, mais la justification technique de ces objectifs ne figure pas dans le rapport.

La séparation pyrochimique des actinides mineurs restant dans le raffinat du procédé PUREX était initialement envisagée, mais le CEA a choisi depuis, à juste titre selon l'EIE, de mettre plutôt l'accent sur la faisabilité du traitement des combustibles innovants et des cibles de transmutation. Des travaux de développement considérables seront nécessaires avant qu'une application industrielle soit envisageable.

Cette section est consacrée aux recherches entreprises sur la séparation des actinides mineurs et de certains produits de fission décrites dans le chapitre C du rapport et inclut la pyrochimie et la reprise des déchets vitrifiés.

Utilisé avec succès depuis des années dans une grande usine de retraitement par voie aqueuse à La Hague, en France, pour récupérer l'uranium et le plutonium des éléments combustibles usés des réacteurs à eau ordinaire, le procédé PUREX a fait la preuve de sa maturité technologique. Ce succès tient en grande partie aux travaux de développement réalisés à l'usine UP1 par le CEA et, ultérieurement, à la collaboration technique entre les spécialistes du CEA et de COGEMA. L'importante infrastructure industrielle qui existe sur le site de La Hague et les installations associées réparties dans le reste de la France représentent un investissement énorme qui ne pouvait manquer d'influencer le programme d'étude de la séparation poussée entrepris en application de la Loi de 1991.

L'optimisation du procédé PUREX ces dernières années a permis d'atteindre un taux de récupération très élevé du plutonium et de réduire progressivement la quantité de déchets radioactifs produits aux différentes étapes du procédé PUREX. D'où la grande confiance des scientifiques et ingénieurs du CEA dans leur capacité d'adapter la technologie d'extraction par solvant pour parvenir à des méthodes de séparation poussée qui soient à la fois pratiques et bonnes pour l'environnement.

La séparation poussée consiste à extraire tous les actinides importants présents dans le combustible nucléaire usé, c'est-à-dire, en plus de l'uranium et du plutonium récupérés par le procédé PUREX, les actinides mineurs que sont le neptunium, l'américium et le curium. Certains produits de fission ont été inclus dans les recherches, à savoir l'iode, le technétium et le césium.

Le CEA a étudié la séparation poussée du combustible nucléaire usé afin de réduire l'inventaire radiotoxique des déchets de haute activité et s'est fixé d'ambitieux objectifs de récupération pour l'américium, le curium, le neptunium, l'iode, le technétium et le césium. L'équipe reconnaît l'intérêt de cette démarche, mais n'a pas trouvé dans le rapport la justification technique des objectifs choisis.

À l'origine, le CEA avait aussi envisagé de recourir aux techniques de séparation pyrochimiques pour extraire les actinides mineurs du raffinat du procédé PUREX. Aujourd'hui, la pyrochimie est plutôt considérée comme une solution de rechange à l'hydrométallurgie pour traiter des combustibles innovants et les cibles de transmutation. Il est désormais acquis, opinion que partage l'EIE, que la pyrochimie n'est pas un concurrent de l'hydrométallurgie. Ces deux techniques ont différents champs d'application, et le procédé le plus adapté sera choisi au cas par cas.

Les études sur la séparation poussée menées en application de la Loi de 1991 étaient axées sur le traitement du combustible usé des REO, ce qui semble correct. Toutefois, il est clair que le recyclage des combustibles et des cibles de transmutation sera inévitable si l'on veut parvenir à un taux de transmutation élevé. Il conviendrait par conséquent de mener conjointement des études sur les technologies de transmutation et le programme de développement de ces combustibles et cibles, ce qui ne semble pas être le cas d'après le rapport.

2.2 Séparation poussée en phase aqueuse

Les procédés aqueux de séparation des actinides mineurs (neptunium, américium et curium) du raffinat de PUREX sont suffisamment avancés pour que l'on puisse raisonnablement envisager la réussite d'un développement industriel. L'expérience à l'échelle du kilogramme qui doit être menée dans la Chaîne Blindée Procédé (CBP) marquera une étape décisive.

La séparation de l'américium du curium est probablement l'étape de séparation la plus difficile, et le CEA a accompli un réel travail de pionnier pour mettre au point un procédé de séparation, mais la décontamination de l'américium séparé par ce procédé n'a pas été entièrement démontrée. Les exigences de pureté dépendent, en effet, dans une large mesure de l'usage que l'on compte faire de l'américium, ce qui n'a pas été précisé.

Des objectifs de récupération ont été fixés pour les actinides mineurs et certains produits de fission, en fonction, semble-t-il, de la réduction de la radiotoxicité des déchets résiduels à un niveau non défini dans le rapport du CEA. L'équipe recommande la prise en compte d'autres critères, comme la baisse de la charge thermique imposée pour un stockage géologique ou la diminution du volume de déchets.

Les procédés mis au point pour extraire d'importants produits de fission (en particulier, l'iode et le césium) paraissent corrects, bien que le rapport ne donne guère de précisions, de même qu'il ne fournit aucun détail sur le procédé d'extraction du technétium. Les méthodes envisagées pour immobiliser et finalement stocker ces matières ne sont que vaguement formulées, ce qui est plus préoccupant. Dans le cas du césium, qui produit beaucoup de chaleur par décroissance radioactive, cette précision paraît particulièrement importante.

Le CEA, comme ses partenaires dans les projets de la Commission européenne (NEWPART, PARTNEW, EUROPART), ont entrepris des travaux d'une importance inégalée pour développer des méthodes permettant de séparer l'américium et le curium des produits de fission de la famille des lanthanides, mais aussi l'un de l'autre. En ce qui concerne la séparation de l'américium et du curium du raffinat de PUREX par extraction liquide-liquide, les progrès accomplis sont remarquables. Le fait d'avoir réussi à séparer l'américium du curium ne laisse pas d'impressionner. La première étape consiste à extraire du raffinat issu du procédé PUREX les actinides mineurs, à savoir l'américium et le curium, conjointement avec les lanthanides. La deuxième étape est l'extraction sélective de l'américium et du curium des lanthanides, et la troisième permet de séparer l'américium et le curium l'un de l'autre. Bien que les propriétés chimiques très proches de l'américium, du curium et des

lanthanides compliquent leur séparation, la faisabilité scientifique de la séparation de l'américium et du curium a été démontrée lors d'expériences de laboratoire innovantes.

La démonstration, à l'échelle du laboratoire, que ces éléments peuvent être séparés des combustibles réels avec la même efficacité que lorsque l'on sépare l'uranium et le plutonium avec le procédé PUREX représente une étape essentielle de la mise en œuvre d'un cycle du combustible intégrant la séparation et la transmutation. Même s'il reste encore à en prouver de manière définitive la faisabilité technique, un processus PUREX avancé paraît réalisable dans les dix prochaines années.

Plusieurs expériences ont été entreprises pour démontrer les possibilités de passer à l'échelle supérieure. L'expérience réalisée à l'échelle du kilogramme dans la Chaîne Blindée Procédé (CBP) à Marcoule marquera une étape clef. Elle permettra de tester, sur du combustible usé et dans des conditions réalistes, la stabilité des diamides ainsi que divers schémas de procédé. Le fait que des évaluations technico-économiques soient aussi menées en collaboration étroite avec SGN et COGEMA valorise considérablement cet essai à grande échelle.

Le CEA s'est fixé comme objectifs des taux de récupération ambitieux :

- 99,9 % de l'américium et du curium présents dans le raffinat issu de PUREX.
- Plus de 99 % du neptunium et de l'iode présents dans le combustible usé d'origine.
- Plus de 99 % du technétium présent dans le raffinat issu de PUREX.
- 99,9 % du césium présent dans le raffinat issu de PUREX.

Ces objectifs ont été établis en fonction de la radiotoxicité des déchets de haute activité qui seront finalement envoyés dans les stockages géologiques. Il ne s'agit pas nécessairement du meilleur critère pour établir des objectifs de performance. Si les déchets sont immobilisés et retenus efficacement dans un tel stockage, le risque de cancer pour l'homme sera fortement atténué de toute manière. Il conviendrait donc d'explorer des critères plus significatifs, comme l'économie réalisée, la réduction de la charge thermique ou la diminution du volume des déchets.

L'EIE note qu'il n'existe pas de consensus quant à la nécessité de mettre au point un procédé pour séparer l'américium et le curium déjà extraits ensemble et serait d'avis d'étudier les mérites d'autres solutions. Les spécialistes des combustibles et de la séparation sont en possession d'informations qui devraient permettre de se faire une opinion définitive sur la séparation américium/curium et de prendre une décision à ce sujet dans un avenir proche.

La méthode employée pour séparer le neptunium repose sur une modification du procédé PUREX. Le rendement d'extraction du neptunium est essentiellement déterminé par la cinétique de la réaction d'oxydation du neptunium (V) en phase aqueuse. Les expériences effectuées dans l'installation Atalante et les simulations à l'aide de modèles numériques ont démontré la faisabilité de la séparation du neptunium en modifiant le procédé PUREX. Il devrait être possible de récupérer 99 % de l'inventaire de neptunium.

Aujourd'hui, on récupère plus de 95 % du technétium soluble dans un flux spécifique du procédé PUREX. Le taux de récupération visé pour le technétium soluble a été fixé à 99 %, mais les raisons de ce choix ne paraissent pas claires, d'autant que 20 à 50 % du technétium restent insolubles dans les précipités métalliques formés dans le combustible. Il n'est pas prévu de plan dans le rapport pour traiter ou stocker le technétium soluble. À l'heure actuelle, la fraction insoluble est immobilisée dans des verres avec d'autres produits de fission de haute activité.

Quatre-vingt-dix-sept pour cent de l'iode sont actuellement récupérés en solution liquide avant d'être rejetés en mer. Deux pour cent environ sont immobilisés sur les filtres des usines actuelles exploitant le procédé PUREX. Les procédés mis au point, à savoir le piégeage sélectif de l'iode en solution et la décontamination des filtres, devraient permettre ensemble de récupérer au moins 99 % de l'iode, ce qui signifie que l'objectif fixé est accessible. La transmutation ultérieure de l'iode semble toutefois difficile car l'on n'a pas encore trouvé de matrice vraiment adaptée qui permettrait une irradiation sûre et efficace en réacteur. Le conditionnement dans une matrice d'entreposage stable offrirait une meilleure solution mais le dossier ne contient aucune indication à ce propos.

S'agissant de la séparation du césium, on a évalué de nouvelles molécules extractantes capables d'extraire sélectivement le césium, puis procédé, à l'échelle du laboratoire, à la démonstration d'un système utilisant ces nouveaux extractants. La possibilité de séparer 99,9 % du césium est acquise. Le césium ainsi récupéré peut être immobilisé dans une matrice minérale telle que la hollandite, comme l'ont démontré les expériences menées par le CEA. Le ^{135}Cs , un nucléide à vie longue, représente près de 17 % du césium récupéré, mais la neutronique interdit de le transmuter sans séparation isotopique préalable. Le rapport ne propose pas de solution pour le stockage définitif du césium récupéré.

Dans les études CEA/CNRS, l'objectif de la séparation et de la transmutation est de réduire l'inventaire radiotoxique des déchets, mais le rapport évoque également par endroits les mérites d'une diminution de la

puissance thermique des déchets que les techniques de séparation et de transmutation autorisent. La question de savoir si les éléments dégageant de la chaleur comme le césium et le strontium doivent être séparés dépend pour beaucoup de la stratégie de stockage des déchets. La réduction des émissions de chaleur de certains déchets permettra une utilisation plus efficace des stockages. Dans cette optique, il convient d'inclure dans le champ des recherches la séparation du strontium et du césium, car la chaleur de décroissance produite par le ^{90}Sr et son descendant l' ^{90}Y est comparable à celle du ^{137}Cs et de son descendant le ^{137}Ba . Si l'on prévoit un entreposage de très longue durée, plusieurs centaines d'années, soit pour le combustible utilisé avant retraitement soit pour les déchets séparés, la séparation du césium et du strontium ne se justifie peut être pas.

2.2.1 Récupération de l'américium et du curium

Les spécialistes du CEA ont évalué avec un soin extrême les procédés envisageables pour réaliser cette séparation. Si le scénario de la transmutation doit se matérialiser, il sera vital de mettre au point un procédé pratique permettant de récupérer l'américium et le curium et d'obtenir de bonnes performances de décontamination pour les lanthanides.

Extraire l'américium et le curium du raffinat issu de PUREX, et cela avec un rendement et un niveau de décontamination élevés, représente un véritable défi. Les spécialistes du CEA ont évalué avec un soin extrême tous les procédés possibles pour réaliser cette séparation. La difficulté tient à la grande similitude des propriétés chimiques de l'américium et du curium, à leur affinité avec les produits de fission de la famille des lanthanides (qui leur sont également proches à bien des égards) et à la fragilité relative des molécules organiques extractantes qui possèdent une bonne sélectivité pour l'américium ou le curium.

Le CEA a adopté pour la récupération de l'américium/curium une démarche en deux étapes dont la première est le procédé DIAMEX qui permet de co-extraire du raffinat issu de PUREX l'américium et le curium avec les produits de fission de la famille des lanthanides. De 1993 à 2000, la CEA a effectué des essais sur le procédé DIAMEX avec des solutions réelles ou simulées ainsi qu'avec divers extractants. Il a ainsi obtenu des résultats acceptables avec le diméthyl-dioctyl-hexyléthoxy malonamide (DMDOHEMA). Au cours du dernier essai de cette série, l'introduction d'une étape de lavage effectué avec de l'acide oxalique et de l'acide HEDTA (acide hydroxyéthylène-diamine-triacétique) a permis une décontamination efficace des produits de fission métalliques de transition (notamment le zirconium, le molybdène, le fer et le palladium) bien qu'une contamination significative par de l'yttrium ait subsisté.

La deuxième étape choisie par le CEA pour récupérer l'américium et le curium fait appel au procédé SANEX. Ce procédé utilise un extractant de la famille des bis-triazinyl-pyridines (BTP) pour séparer l'américium et le curium des produits de fission de la famille des lanthanides dans le flux aval du procédé DIAMEX. Les molécules de la famille des BTP ont été sélectionnées par le CEA après une étude approfondie de différentes possibilités. Les premiers tests ayant révélé une forte dégradation du solvant, des variantes plus robustes ont été recherchées par le CEA, sans grand succès à ce jour. Le CEA a parallèlement mis au point deux procédés : SANEX « voie faible acidité » et SANEX « voie un seul cycle ».

Ces voies ont été testées sur des solutions simulées avec des résultats encourageants, mais elles sont néanmoins très complexes voire inadaptées à une mise en œuvre industrielle. De toute évidence, d'importants travaux de développement sont nécessaires sur le procédé DIAMEX-SANEX. Un essai de faisabilité important s'est déroulé en novembre et décembre 2005 dont l'équipe d'expertise internationale attend les résultats avec intérêt.

Si le scénario de transmutation doit se concrétiser, il sera vital de mettre au point un procédé pratique de récupération de l'américium et du curium qui présente un facteur de décontamination pour les lanthanides satisfaisant. En effet, la transmutation de l'américium et du curium, qu'elle soit envisagée dans un réacteur rapide ou thermique, exige au préalable un facteur de décontamination supérieur à 50 (exigence imposée par la neutronique), voire supérieur à 200 (s'il se révèle nécessaire de limiter l'interaction chimique entre la gaine de combustible et les lanthanides).

2.2.2 Séparation de l'américium du curium

<p>Il convient de saluer l'excellent travail du CEA qui est parvenu à mettre au point une méthode pratique pour séparer l'américium du curium. Toutefois, une évaluation s'impose pour déterminer s'il est judicieux de concentrer le curium.</p>

Pour la séparation de l'américium et du curium, le CEA s'est fixé comme critères un taux de récupération de 99,9 % et la présence de moins de 1 % d'un de ces deux actinides dans l'autre. La séparation doit s'effectuer sur le produit issu du procédé DIAMEX-SANEX. Après une première phase peu concluante au cours de laquelle a été testé un procédé dans lequel l'américium était oxydé par électrolyse à un état d'oxydation (VI) le rendant extractible, puis extrait à l'aide de tributyl phosphate, le CEA a conçu un procédé apparenté à DIAMEX (du nom de DIAMEX 2) pour séparer l'américium du curium. La partie extraction/lavage du procédé compte 48 étapes, et le procédé est très sensible

aux variations de température, de débit et d'acidité. Néanmoins, un essai réalisé en 2002 sur une solution représentative selon un protocole très strict a donné des résultats satisfaisants.

Il convient de saluer l'excellent travail accompli par les spécialistes du CEA qui sont parvenus à mettre au point ce qui pourrait bien se révéler être une méthode pratique pour séparer l'américium du curium. À l'heure actuelle pourtant, il n'existe pas de consensus technique quant à la nécessité de cette séparation. Le curium pourrait en effet être entreposé 200 ans, le temps qu'il se transforme en un produit utilisable mais cet entreposage paraît difficile en raison de la chaleur de décroissance et du risque d'accident de criticité. Il convient donc de s'interroger sur l'intérêt de concentrer le curium. C'est un élément qu'il est relativement facile de transmuter dans un spectre de neutrons rapides, et la fabrication, dans des cellules blindées, de combustible à base de curium et d'américium devrait être techniquement réalisable. Une évaluation s'impose pour vérifier ce point.

2.2.3 Récupération du neptunium

<p>Le rendement d'extraction du neptunium pouvant être accru grâce à une acidification de la solution d'alimentation du premier cycle d'extraction PUREX et, moyennant des aménagements des usines de La Hague actuelles, l'objectif de récupération de 99 % est atteignable.</p>

Pour récupérer les actinides mineurs, le CEA s'est concentré sur l'américium et le curium, en partant de l'hypothèse que le neptunium pouvait être récupéré lors des opérations du procédé PUREX. Le comportement du neptunium au cours du procédé PUREX s'est révélé assez imprévisible au fil des années. Le neptunium tend à être co-extrait avec l'uranium et le plutonium, mais un tiers à un quart de la teneur initiale en neptunium subsiste dans le flux de déchets du procédé PUREX. Le CEA s'est attaché à résoudre ce problème, et il semblerait que l'extraction du neptunium puisse être améliorée en acidifiant davantage la solution d'alimentation du premier cycle d'extraction de PUREX et éventuellement en introduisant de l'acide nitreux. Il s'agit là d'aménagements qui peuvent être facilement mis en œuvre dans les usines de La Hague, ce qui permettrait d'atteindre, sans modification majeure, l'objectif de récupération de 99 %.

Le rapport ne précise pas cependant comment se répartit le neptunium entre les flux d'uranium et de plutonium, facteur qui pourrait avoir son importance si par exemple le neptunium se retrouvait avec du plutonium destiné à un multirecyclage en réacteur thermique. Dans ce cas, l'absorption des

neutrons par le neptunium à l'état de contaminant produirait du ^{238}Pu , dont la chaleur de décroissance importante pourrait compliquer les opérations ultérieures de fabrication de combustible. Il conviendrait donc de prendre en compte la répartition du neptunium, ses conséquences et les modes de gestion possibles.

2.2.4 Séparation du technétium

Aucune description des moyens qui seront étudiés pour la récupération du technétium ne figure dans les plans du CEA, et la question fondamentale de son élimination n'est pas non plus abordée.

Le technétium, un produit de fission à vie longue, peut poser un problème dans un stockage géologique de déchets de haute activité; car, dans des conditions oxydantes comme celles qui existent à Yucca Mountain, aux États-Unis, il peut devenir très mobile dans les eaux souterraines. Dans des milieux réducteurs, cependant, qui caractérisent par exemple de nombreux sites pressentis en Europe, sa mobilité est insignifiante.

Lors des opérations de tête de procédé, une partie du technétium passe en solution, une autre se retrouve dans les résidus solides de dissolution. Au cours du premier cycle d'extraction de PUREX, une bonne partie du technétium soluble est co-extrait avec l'uranium et le plutonium. Parmi ses objectifs, le CEA s'est proposé de récupérer 99 % du technétium dans le raffinat issu de PUREX. On ignore si ce pourcentage se rapporte à la quantité qui n'est pas coextraite avec l'uranium et le plutonium, ou à la quantité totale de technétium dans le produit de dissolution du procédé PUREX.

Aucune description des moyens qui seront étudiés pour récupérer le technétium ne figure dans les plans du CEA. Il pourrait s'agir d'échanges d'ions, de réactions de précipitation ou d'autres procédés. Le rapport fait mention d'études concernant les méthodes de purification du technétium séparé et de conversion du nitrate de technétium sous forme métal ou carbure solide, mais la question de son élimination semble avoir été omise.

2.2.5 Séparation de l'iode

Dans les usines utilisant le procédé PUREX, la récupération de l'iode s'effectue sans problème. La méthode définie par le CEA en s'appuyant sur cette expérience semble correcte et devrait permettre de récupérer facilement 99 % de l'iode. Le rapport ne dit rien en revanche sur la méthode envisagée pour immobiliser efficacement et éliminer l'iode ainsi récupéré.

2.2.6 Séparation du césium

Le CEA propose d'extraire le césium du raffinat du procédé DIAMEX. À ce stade, tous les actinides et les produits de fission de la famille des lanthanides ont été récupérés. Le CEA envisage de recourir à des calixarènes couronnes pour récupérer le césium, un procédé dont l'efficacité a été prouvée par des essais en laboratoire. Cette méthode a également été sélectionnée pour éliminer le césium des déchets contenus dans les fûts stockés sur le site de Savannah River aux États-Unis, avec de bonnes perspectives de réussite.

On reprochera seulement au programme du CEA de ne pas mentionner la voie choisie pour la gestion définitive du césium récupéré. Il est certainement possible de le convertir sous une forme minérale, ce qui a déjà été fait ailleurs, mais la question de son mode de gestion ultime reste en suspens.

2.3 Séparation pyrochimique

Les procédés pyrochimiques utilisant des sels fondus paraissent très intéressants pour des opérations particulières des cycles du combustible nucléaire. Parmi les trois techniques étudiées par le CEA, deux (extraction électrolytique sur cathode liquide et extraction réductrice sel/métal) sont plus sélectives que les techniques de précipitation fractionnée. Il reste pourtant d'importants progrès à accomplir et notamment :

- Il faudra démontrer les performances de séparation pour un taux de récupération des actinides de 99,9 %.
- Il n'existe pas encore de technique pour séparer les actinides du solvant réducteur Al-Cu dans le procédé d'extraction sel/métal et l'on ne connaît pas le comportement des produits de fission (Zr, Cs, etc.) autres que les métaux nobles et les lanthanides.
- Le développement des équipements principaux et auxiliaires nécessaires ne fait que commencer.

Avant d'envisager de recourir à ces méthodes, il faudra lever un certain nombre d'incertitudes liées aux performances de séparation, aux difficultés techniques de mise en œuvre des procédés à haute température et à la nature corrosive des milieux employés.

Les études pyrochimiques entreprises entre 1999 et 2005 étaient orientées selon quatre axes :

- consolidation des connaissances sur les concepts et procédés pyrochimiques ;

- exploration de voies nouvelles ;
- réalisation d'expériences de démonstration sur des matériaux représentatifs ;
- présélection de procédés adaptés aux cibles et combustibles à traiter et études des systèmes associés.

La principale application des techniques de séparation pyrochimique que le CEA envisageait à l'origine était l'extraction des actinides mineurs du raffinat de PUREX. Bien qu'il s'agisse toujours d'une application valable, il étudie plutôt aujourd'hui la pyrochimie comme une solution susceptible de remplacer l'hydrométallurgie pour le traitement des combustibles et cibles de transmutation. Pour cette méthode de traitement, deux formes chimiques sont privilégiées :

- dispersion de combustible oxyde dans une matrice inerte destinée à la transmutation des actinides mineurs ;
- le combustible carbure dans une matrice inerte (probablement un carbure de silicium) destiné à un réacteur rapide à gaz.

La pyrochimie présente plusieurs avantages intéressants pour des applications futures :

- une cinétique de réaction rapide due aux températures élevées ;
- l'emploi de réactifs résistant aux rayonnements ;
- un moindre risque de criticité (tant que les matières fissiles sont retenues dans la phase saline) ;
- des caractéristiques économiques intéressantes lorsque l'on fonctionne à très petite échelle (par exemple, pour traiter quelques tonnes de combustibles usés par an).

La création d'un laboratoire de pyrochimie bien équipé dans l'installation Atalante à Marcoule a fait avancer les recherches du CEA sur les traitements pyrochimiques du combustible usé. Le programme portait initialement sur l'étude des phénomènes fondamentaux liés à la pyrochimie et a produit quelques résultats importants concernant le comportement des actinides dans des sels fondus et l'effet de l'oxoacidité du sel électrolyte sur les types d'actinides en présence. Le CEA a récemment intensifié ses travaux sur des applications particulières telles que l'extraction réductrice sel/métal. Ces travaux sont d'excellente qualité, mais ils n'ont pas dépassé le stade exploratoire et il y a encore beaucoup de chemin à faire avant de pouvoir démontrer la faisabilité technique du procédé.

La pyrochimie ne doit pas être considérée comme une concurrente des techniques par voie aqueuse pour le retraitement. Comme le font justement remarquer les auteurs du rapport, ces techniques ont des domaines d'application différents. Là où le retraitement s'imposera, il faudra choisir le procédé le plus adapté. Il convient de développer les techniques pyrochimiques non pas pour remplacer les procédés aqueux, mais pour pouvoir les utiliser lorsqu'elles sembleront mieux adaptées pour produire le résultat souhaité, par exemple pour traiter des combustibles refroidis peu de temps ou ceux qu'il est difficile de dissoudre dans l'acide nitrique, ou encore dans les installations intégrées regroupant le réacteur, le retraitement et la fabrication du combustible.

Il importe de noter que le recyclage groupé des actinides pourrait être plus facile à réaliser avec le procédé pyrochimique qu'avec les techniques par voie aqueuse. Néanmoins, on ignore encore s'il sera possible de cette manière d'atteindre les taux de récupération fixés et des facteurs de décontamination suffisants. La réponse pourrait dépendre de la possibilité de réaliser à échelle réelle un procédé d'extraction en plusieurs étapes.

L'inconvénient des technologies utilisant les sels fondus tient à la température élevée du procédé. En collaboration avec le CNRS, le CEA a mené des programmes de recherche pour étudier les possibilités d'utiliser des liquides ioniques à faible température ou à température ambiante. La poursuite de ces études pourrait conduire à des résultats technologiquement intéressants.

Le procédé d'extraction sel/métal est une excellente solution car elle permet une bonne séparation des lanthanides, ce qui pourrait présenter moins d'intérêt si les matières séparées sont conditionnées et non recyclées et, au contraire, prendre beaucoup d'importance si l'on décide de faire suivre la séparation par la transmutation.

Il pourrait être intéressant de recourir à une cathode de cadmium liquide pour l'électrodéposition dans des sels fondus, mais l'efficacité réduite de la séparation des lanthanides, déjà constatée avec le Pu, peut se révéler encore moins bonne dans le cas de l'américium et du curium. Outre la difficulté d'obtenir une surface de contact sel/métal suffisante, les problèmes de manutention du cadmium fortement volatil ajoutent à la complexité du procédé. L'EIE doute que l'on puisse obtenir une extraction groupée de tous les actinides par ce procédé d'électrodéposition sur cathode de cadmium liquide.

On notera que le programme EUROPART, où a été également obtenue une majorité des résultats présentés dans ce rapport, accorde une large place au traitement des déchets. En effet, le traitement des sels fondus, métaux usagés et autres déchets secondaires sera regardé en même temps que le procédé lui-même car il a été jugé important de considérer ce procédé dans son ensemble

afin d'éviter les critiques que ne manquerait pas de susciter le fait de laisser un problème de déchets sans solution. Le Dossier 2005 ne contient aucune information concernant d'éventuels travaux du CEA sur l'immobilisation des sels résiduels utilisés dans le procédé pyrochimique, même si le CEA a semblé-t-il collaboré à un programme américain sur ce sujet.

Les études pyrochimiques menées au cours des sept dernières années montrent l'ampleur de l'expérience acquise pour conduire des études complexes sur les actinides. Un des principaux mérites de ces travaux est d'avoir permis à la France d'acquérir les compétences expérimentales nécessaires pour mener des études pyrochimiques de grande qualité.

2.4 Conversion des produits

Le choix du procédé de précipitation oxalique paraît judicieux, notamment parce qu'il bénéficie de l'expérience industrielle acquise avec le plutonium, mais la coprecipitation du curium et de l'uranium n'a pas encore été réalisée en laboratoire.

Les options envisagées pour l'entreposage du curium paraissent rationnelles, et leur coût pourrait être minime comparé à celui des cellules blindées nécessaires pour la fabrication d'un combustible recyclé contenant du curium.

Le CEA envisage de convertir le plutonium, le neptunium et l'américium sous leur forme oxyde et de les entreposer à l'état de poudres en attendant qu'ils soient réutilisés pour fabriquer des combustibles ou des cibles. La durée d'entreposage se compterait en années. Le curium sera converti en oxyde et dilué dans de l'oxyde d'uranium avant d'être entreposé les quelque 200 ans nécessaires à la décroissance du ^{244}Cm . Cette conversion en oxyde s'effectuera par un procédé de précipitation oxalique au cours duquel les solutions de transuraniens sous forme de nitrate seront mises en contact avec l'acide oxalique pour précipiter ces éléments. La coprecipitation du neptunium et du plutonium est possible et nécessite peu de travaux de développement car la précipitation oxalique du plutonium est déjà réalisée à l'échelle industrielle à l'usine de La Hague. L'américium serait également converti par précipitation oxalique et entreposé sous la forme d'une poudre de dioxyde d'américium (AmO_2). Le curium pourrait être coprecipité avec l'uranium dans les proportions voulues. Des expériences ont été effectuées à petite échelle sur la précipitation de l'américium, mais la coprecipitation du curium et de l'uranium n'a pas encore été réalisée en laboratoire. On ignore quelles seront les pertes de transuraniens au cours des étapes de précipitation et de filtration, mais l'expérience effectuée avec le plutonium paraît satisfaisante de ce point de vue. Le choix du procédé de précipitation oxalique paraît justifié au vu de l'expérience industrielle acquise avec le plutonium.

Le CEA a entrepris d'étudier un concept d'entreposage de poudres d'oxyde mixte d'uranium et de curium dans lequel ces poudres seraient placées dans une boîte puis dans un étui en acier inoxydable. La boîte primaire mesurerait 25 mm de diamètre sur 250 mm de hauteur. Quatre de ces boîtes seraient glissées dans un étui en acier inoxydable rempli d'hélium et fermé par un bouchon soudé. La pression maximale interne retenue pour l'étui est fixée à 45 bars pour permettre à l'hélium de s'accumuler par décroissance alpha du ^{244}Cm . Une conception avec évent pourrait être préférée à moins que l'on n'ait nullement l'intention d'ouvrir l'étui ultérieurement.

Le CEA a constaté que les poudres d'oxyde d'américium et d'oxyde de neptunium pourraient être entreposées dans les installations utilisées pour l'entreposage de l'oxyde de plutonium. Dans ce cas, il pourrait être nécessaire de diluer la poudre d'oxyde d'américium avec de l'oxyde d'uranium ou de l'oxyde de plutonium pour gérer la plus forte production de chaleur de décroissance. Cette proposition paraît raisonnable. La conception d'un entrepôt pour la poudre d'oxyde mixte d'uranium et de curium séparés a fait l'objet d'études approfondies. Le conteneur pourrait être entreposé dans une piscine de stockage du combustible usé ou dans des puits du type de ceux employés à La Hague pour l'entreposage des déchets vitrifiés. Ces deux concepts paraissent rationnels, et leur coût pourrait être minime par rapport à celui des cellules blindées nécessaires pour la fabrication d'un combustible recyclé contenant du curium.

L'un des objectifs de la séparation poussée que s'est fixés le CEA est de récupérer plus de 99,9 % du césium présent dans le raffinat de PUREX. Cependant, le CEA n'indique pas ce qu'il entend faire du césium séparé. Si ce césium doit passer à l'étape de vitrification, il n'y a pas lieu de le séparer. Il faut donc supposer que le CEA a l'intention d'entreposer le césium et de laisser le ^{137}Cs décroître. Cette démarche paraît raisonnable, mais la chaleur de décroissance du ^{137}Cs (ainsi que de son descendant, le $^{137\text{m}}\text{Ba}$) n'est pas de beaucoup inférieure à celle du ^{244}Cm . Autrement dit, les besoins d'entreposage du césium seront nettement supérieurs à ceux du curium de sorte qu'il faudrait planifier cet entreposage.

2.5 Reprise des verres

La conclusion qu'il ne faut poursuivre ni les recherches sur la reprise des actinides mineurs et des produits de fission dans les verres ni celles sur l'entreposage des calcinats paraît entièrement justifiée.

La récupération des actinides mineurs et des produits de fission dans les verres semble être une opération délicate. Les deux procédés suggérés, c'est-à-dire soit la dissolution après concassage mécanique, soit la trempe du verre

fondu sont assurément très difficiles à réaliser, en particulier à grande échelle. La première solution atteint des coûts rédhibitoires et, de plus, présente des dangers dus à la manipulation d'acide fluorhydrique ; la deuxième comporte l'ajout d'oxyde de sodium moins agressif. Dans les deux cas, le taux de récupération des produits de fission à vie longue et des actinides mineurs reste inconnu, et les pertes pourraient être considérables. Si l'on tient compte en outre du fait que l'industrialisation de ce type de procédé risque d'être extrêmement complexe, la seule recommandation possible est de s'abstenir d'adopter ce procédé. Persister exigerait d'importants travaux de recherche-développement, avec toujours un résultat très incertain.

L'autre solution qui consiste à entreposer les constituants des déchets séparés au cours du procédé PUREX sous forme de calcinats paraît tout aussi complexe et difficile à réaliser. C'est pourquoi la conclusion du rapport recommandant de ne pas poursuivre les études dans ces deux voies est entièrement justifiée.

3. ASPECTS PARTICULIERS DU DOSSIER : LA TRANSMUTATION

3.1 Introduction

Les études sur la transmutation ont permis d'explorer les possibilités d'utiliser les réacteurs actuels comme sources de rayonnement, sans pour autant laisser de côté les nouvelles technologies de réacteurs. Bien que les scénarios de réacteurs aient été exclus du mandat de l'EIE, cette dernière a jugé néanmoins qu'il lui fallait en tenir compte car ces scénarios ont tous une influence sur le programme des recherches consacrées à la séparation et la transmutation.

De l'avis de l'EIE, les travaux de développement effectués sont d'un excellent niveau. L'EIE convient qu'un programme complet de gestion du plutonium et des actinides mineurs exige un ensemble d'installations d'irradiation comprenant des systèmes à spectres rapides. Toutefois, il reste encore beaucoup de travail à faire sur les combustibles et cibles à base d'actinides, notamment dans le domaine de la fabrication. La fabrication des combustibles contenant du curium posera des problèmes particuliers.

Le groupe accepte les conclusions du CEA concernant l'impossibilité de transmuter certains produits de fission.

Cette section, consacrée au chapitre D du Dossier 2005, analyse les résultats des études sur la transmutation et en particulier :

- les possibilités de transmutation dans des réacteurs thermiques ou rapides critiques ou sous-critiques ;
- la validation des données nucléaires et des méthodes de calcul ;
- les combustibles et cibles à base d'actinides ainsi que les cibles constituées de produits de fission ;
- le développement des systèmes hybrides, du point de vue de la cible de spallation, de l'accélérateur, du réacteur sous-critique et des études de conception.

3.2 Les systèmes de transmutation

Le principal objectif des recherches menées dans le cadre de l'axe 1 de la Loi de 1991 consiste à réduire l'inventaire radiotoxique à long terme des déchets de haute activité. Les recherches ont porté sur les deux voies de recyclage, homogène et hétérogène, des actinides mineurs dans des réacteurs à eau sous pression ou dans les réacteurs rapides. La transmutation des produits de fission séparés (le ^{99}Tc et, éventuellement, l' ^{129}I) sous forme de cibles est également couverte par les études.

Dans l'ensemble, les scénarios pris en compte par le CEA pour ses recherches sur l'axe 1 tiennent compte des installations existantes (un parc important de REP avec les installations du cycle du combustible associées, qui ne peuvent être remplacés rapidement par d'autres types d'installations) et des bases de connaissances correspondantes. De plus, la France fait partie du Forum international de Génération IV (GIF) qui consacre désormais une bonne partie de ses travaux de recherche et de développement à des systèmes de réacteurs innovants et aux technologies du cycle du combustible correspondantes.

3.2.1 Observations générales concernant les scénarios

Les scénarios choisis traduisent une préférence pour une gestion des éléments transuraniens qui s'effectuerait le plus possible dans des REP, étant donné que le parc nucléaire français est essentiellement composé de ce type de réacteurs. Le recyclage hétérogène de l'américium et du curium est privilégié pour éviter la contamination du cycle du combustible commercial.

Avant de pouvoir évaluer les résultats présentés, il convient de bien comprendre quelles étaient les priorités assignées aux différents domaines de recherche que recouvre l'axe 1. Ces priorités sont fonction de scénarios d'ensemble pour le cycle du combustible, qui satisfont la stratégie adoptée par le CEA pour l'application de la Loi de 1991.

Le chapitre E du Dossier décrit les caractéristiques des scénarios qui méritent une attention particulière. Elles ont été reproduites dans le tableau 1. En général, on note une équivalence entre les scénarios de séparation et de transmutation étudiés au CEA et dans d'autres pays.

Tableau 1. **Récapitulation des scénarios étudiés**

[FR = facteur de réduction de la radiotoxicité par rapport au cycle ouvert]

<p>Incinération du Pu dans des REP FR : faible (~5)</p>	<p>Le Pu est multirecyclé uniquement dans des REP. Différents types de combustibles : MOX-UE, APA, CORAIL, MIX. Croissance de la demande d'enrichissement en ^{235}U.</p>
<p>Incinération des transuraniens dans des REP FR : moyen pour le recyclage du Pu et de l'Am</p>	<p>Le cycle est fermé pour tous les transuraniens. Le recyclage du Np et du Cm conduit à une accumulation (indésirable) de ^{238}Pu et de Cf. De ce fait, seuls le Pu et l'Am peuvent être recyclés.</p>
<p>Monorecyclage en mode hétérogène FR : moyen (~60)</p>	<p>L'Am (et le Cm) sont recyclés une fois sous forme de cibles dans des RNR. Le Np est multirecyclé en mode homogène dans du combustible MOX. Option : le Cm est entreposé jusqu'à sa décroissance en Pu.</p>
<p>Cycle du combustible à double strate FR : élevé (>100)</p>	<p>Cycle du combustible entièrement fermé au niveau de la deuxième strate. Exige une technologie innovante pour la deuxième strate mais le rapport REO/ADS est élevé.</p>
<p>Transmutation intégralement dans les RNR FR : élevé (>100)</p>	<p>Le cycle du combustible est fermé pour tous les transuraniens. L'U n'est pas recyclé Les actinides mineurs sont dilués dans l'intégralité du cycle du combustible</p>

Le groupe d'experts a jugé utile de faire quelques observations générales concernant ces scénarios qui ont des répercussions sur le programme de séparation et transmutation :

- Les scénarios en question reposent essentiellement sur des réacteurs de troisième génération (REP de type EPR et réacteurs rapides à sodium du type EFR). Des réacteurs rapides de quatrième génération sont envisagés pour le long terme.
- Les scénarios choisis dénotent une préférence pour la gestion des éléments transuraniens qui se déroulerait, le plus possible, dans des REP étant donné que le parc nucléaire français est composé pour l'essentiel de ce type de réacteur. Des associations REP-RNR ne sont envisagées que dans le cas où l'actinide (par exemple, le curium) ne peut pas être transmuté dans des REP.
- Ces scénarios comportent essentiellement des cycles partiellement (ou semi) fermés où les actinides mineurs sont séparés et recyclés en mode homogène ou hétérogène. Le recyclage hétérogène de l'amé-

ricium et du curium est privilégié de façon à éviter la contamination du cycle du combustible commercial. L'uranium n'est pas recyclé.

- Ces scénarios ont été établis de telle sorte que les combustibles puissent être retraités par des méthodes avancées de retraitement en phase aqueuse. Les traitements pyrochimiques sont considérés comme des solutions de rechange. Ainsi, le combustible des systèmes hybrides, dans un scénario à double strate, pourrait exiger un retraitement pyrochimique.

3.2.2 *Transmutation dans des réacteurs thermiques*

Le CEA a étudié un large éventail de possibilités pour transmuter les éléments transuraniens dans les REP. Il ressort que l'introduction de petites quantités d'actinides mineurs dans le combustible peut avoir d'importantes répercussions sur le cycle du combustible. L'EIE convient de l'utilité de ces concepts pour la gestion du plutonium mais ne leur reconnaît pas les mêmes qualités pour celle des actinides mineurs.

Le CEA a étudié toute une gamme de solutions innovantes pour recycler les actinides dans les REP. La principale difficulté consistait à mettre au point un concept de combustible de REP qui permette de consommer le maximum d'actinides mineurs tout en respectant les limites de fonctionnement autorisées (coefficients de réactivité, paramètres de sûreté, etc.). La transmutation en REP a ceci d'intéressant que le cœur peut être conçu de façon à produire une quantité nette d'actinides mineurs réduite au minimum. Ces systèmes peuvent donc stabiliser l'inventaire d'actinides mineurs, mais ils ne sont pas de véritables incinérateurs d'actinides. Il convient de noter cependant que la consommation d'américium est contrebalancée par une production de curium de même ampleur. On observera aussi que l'introduction dans le combustible de petites quantités d'actinides mineurs peut avoir des répercussions majeures sur la fabrication, le transport et le comportement sous irradiation du combustible.

Bien que les calculs neutroniques confirment la faisabilité du recyclage thermique de l'américium sur plusieurs cycles, il n'est pas prouvé que la composition du combustible puisse atteindre un jour l'équilibre. En attendant cette preuve, la solution qui consiste à transférer ultérieurement l'américium dans un cycle rapide ne doit pas être éliminée d'office. En outre, même si l'on pouvait démontrer que le nombre de recyclages possibles est illimité, les REP n'ont pas le potentiel neutronique nécessaire pour « incinérer » leur propre inventaire en actinides mineurs. En d'autres termes, cette stratégie n'est pas applicable à un parc de réacteurs qui s'amenuise, dans un pays qui aurait choisi d'abandonner l'option nucléaire, par exemple.

Compte tenu de ces difficultés, mais aussi de la réduction de la radiotoxicité relativement faible qu'offre la stratégie d'incinération du plutonium et de l'américium dans des réacteurs thermiques, l'EIE se rallie à la conclusion du CEA pour dire que si le multirecyclage de l'américium dans les REP est en principe possible, ce n'est pas une solution séduisante, même dans le cas le plus favorable des combustibles MOX-UE.

3.2.3 Transmutation dans des réacteurs rapides critiques

L'EIE convient que le succès d'un programme de transmutation passe par l'utilisation de spectres rapides. Elle approuve pleinement l'idée de gérer à long terme les actinides dans un parc nucléaire composé d'une proportion significative de réacteurs rapides, mais souhaiterait insister sur la nécessité de réaliser à court et moyen terme les travaux de développement et de démonstration nécessaires pour atteindre cet objectif de long terme.

S'agissant de la transmutation dans des réacteurs rapides critiques, le CEA a étudié trois scénarios :

- un parc de réacteurs entièrement constitué de RNR où les éléments transuraniens sont recyclés en mode homogène dans le combustible ;
- le monorecyclage hétérogène de l'américium et du curium sous forme d'assemblages cibles modérés, associé au stockage direct des cibles irradiées ;
- le multirecyclage hétérogène de l'américium et du curium sous forme d'aiguilles ou d'assemblages combustibles spécialement conçus.

Le premier et le deuxième scénarios sont des scénarios d'ensemble analysés au chapitre E du Dossier 2005.

Pour le scénario de monorecyclage hétérogène, les principaux objectifs de la R-D sont les suivants :

- la conception neutronique d'un assemblage cible modéré qui permette un taux de transmutation élevé tout en évitant un pic de puissance indésirable dans le cœur ;
- la sélection de matériaux/composés adaptés pour le « combustible », la matrice support, le modérateur et la gaine, sachant que l'objectif est de fissionner au moins 90 % des actinides sans risquer un endommagement excessif des matériaux.

Si la faisabilité neutronique du monorecyclage en mode hétérogène peut être supposée acquise, ce n'est pas le cas encore de sa faisabilité technique. En particulier, on ne peut pas encore garantir l'intégrité de l'aiguille combustible à des taux de combustion aussi élevés.

La stratégie de transmutation reposant sur un parc intégralement constitué de réacteurs rapides qui remplaceraient les REP actuels permet de gérer tous les actinides mineurs sans avoir besoin d'uranium enrichi, ce qui fait son originalité. Comme ces actinides mineurs sont dilués dans l'ensemble du cycle du combustible, leur concentration dans le combustible est faible. La faisabilité de ce combustible a été démontrée par des expériences. Sachant le temps, nécessairement très long, que prendront ces parcs « tout RNR » pour atteindre l'équilibre, le groupe d'experts recommande que le CEA étudie les scénarios associant REP et RNR, une situation que l'on rencontrera nécessairement pendant le déploiement des réacteurs rapides. Il n'existe en effet aucun moyen de passer d'un parc entièrement constitué de REP à un parc tout RNR, sans passer par cette phase mixte. L'EIE déplore que ne soient ni mentionnés ni pris en compte dans les recherches de l'axe 1 les programmes de développement à court et moyen terme d'un réacteur rapide de quatrième génération avec son cycle du combustible associé.

3.2.4 Transmutation dans des ADS (Systèmes hybrides)

L'EIE est convaincue que les ADS ont un rôle à jouer dans un système à double strate où l'intégralité du plutonium est consommée dans des réacteurs de puissance commerciaux et les actinides mineurs sont détruits dans les systèmes hybrides. Toutefois ces systèmes exigent encore des travaux de développement substantiels.

L'un des modes de gestion des actinides mineurs consiste à les concentrer dans une « strate » spécifique utilisant des systèmes dédiés à la transmutation. Les systèmes hybrides ou ADS sont un moyen bien connu de transmuter de grandes quantités d'actinides mineurs. En 2001, le CEA et le CNRS ont établi et présenté un dossier [voir référence CEA-01 dans la bibliographie du rapport de synthèse du CEA sur l'axe 1] faisant apparaître la nécessité de réaliser un démonstrateur hybride. Les conclusions de ce rapport confirmaient l'intérêt des systèmes hybrides pour la transmutation des actinides. La cible de spallation et l'accélérateur constituent des composants essentiels de tels systèmes et sont donc associés à la démonstration du concept d'ADS. Les travaux du CEA sur les ADS, de même que tous les travaux entrepris en France dans ce domaine, sont parfaitement intégrés aux activités entreprises au niveau européen et suivent la feuille de route européenne.

Le fait que le facteur de multiplication des neutrons dans le cœur d'un réacteur hybride soit inférieur à 1 et que l'on règle le flux de neutrons dans le cœur en faisant varier le courant du faisceau de l'accélérateur, a des conséquences significatives sur le comportement statique et dynamique du cœur. En particulier, la mesure du niveau de sous-criticité est une exigence nouvelle, inconnue dans les réacteurs critiques.

Comme d'autres études économiques, le Dossier 2005 du CEA conclut que l'ADS ne peut pas contribuer de façon rentable à la production d'électricité. Le CNRS est parvenu à la même conclusion qui s'explique par le coût supplémentaire de la cible et de l'accélérateur et par le rendement électrique global moindre du système étant donné que l'accélérateur consomme une partie de l'électricité produite. Par conséquent, la place des systèmes hybrides dans les scénarios nucléaires sera limitée aux applications où un petit nombre de réacteurs hybrides pourront assurer une fonction spécifique que les réacteurs critiques ne peuvent accomplir. Le destin des ADS est donc d'être utilisés en tant qu'incinérateurs d'actinides mineurs dans un scénario à double strate (voir tableau 1) où l'état sous-critique compense les caractéristiques dégradées d'un cœur à spectre rapide fortement chargé en actinides mineurs. Dans ce scénario, la proportion des systèmes hybrides serait si faible que le coût en capital de ces systèmes, bien qu'élevé, n'aurait pas de répercussion importante sur le coût de l'électricité, ce que confirment une étude menée par un groupe d'experts de l'OCDE/AEN [voir référence AEN-1 dans la bibliographie du rapport de synthèse du CEA sur l'axe 1] et d'autres études économiques.

3.3 Études et recherches

3.3.1 Données nucléaires et méthodes de calcul

De l'avis de l'EIE, le CEA a accompli un travail remarquable de développement et de validation des codes de neutronique. La base de données constituée est très développée mais devrait s'enrichir à l'avenir de données concernant des cœurs fortement chargés en actinides mineurs. De nouvelles recherches seront nécessaires pour pouvoir effectuer des calculs plus précis de scénarios comportant des réacteurs thermiques, des réacteurs rapides et des systèmes hybrides avec des charges d'actinides mineurs.

Les analyses des différentes filières de transmutation reposent largement sur les codes de neutronique qui calculent des paramètres importants tels que la criticité, les répartitions de flux et les compositions isotopiques. Ces paramètres servent ensuite à évaluer les performances de transmutation des divers systèmes proposés.

Compte tenu du rôle essentiel joué par ces codes, leur validation revêt une importance toute particulière. De l'avis de l'EIE, le CEA a accompli un travail remarquable pour développer et valider ces codes. Pour tous ses travaux, il s'est servi d'un ensemble rationnel d'outils d'évaluation : les fichiers de données nucléaires JEF2 et les codes APPOLO et ERANOS. Cette rigueur dans l'utilisation des outils d'analyse garantit des résultats de grande qualité. Les codes employés recouvrent les derniers algorithmes mis au point pour évaluer les principaux paramètres neutroniques, en particulier pour le traitement des hétérogénéités spatiales et énergétiques. La bibliothèque de données JEF2 a été validée de manière très approfondie sur des expériences à la fois françaises et européennes. En général, cette bibliothèque fonctionne de manière très satisfaisante et ses points faibles sont bien définis. On retiendra néanmoins qu'il importe d'obtenir de meilleures données nucléaires sur les actinides mineurs.

Le CEA a adopté une démarche robuste pour valider ses codes. La première étape était consacrée à la validation numérique fondée sur des comparaisons avec des codes de référence. La deuxième étape, d'une importance capitale, consistait à comparer les valeurs calculées avec les résultats d'expériences, opération pour laquelle le CEA possède une base de données expérimentales bien développée qui couvre un grand nombre de situations pertinentes pour l'étude. L'EIE est d'avis que cette base est déjà relativement complète, mais qu'elle devrait à l'avenir s'enrichir de données concernant les coeurs avec un chargement important en actinides mineurs. Le CEA a adopté des méthodes systématiques (différentes, à juste titre, pour les spectres thermiques et les spectres rapides) pour analyser ces besoins expérimentaux. L'équipe internationale approuve cette façon de procéder mais serait d'avis d'approfondir de manière plus systématique les distorsions numériques et les écarts statistiques dans les expériences.

L'EIE juge correctes les estimations d'incertitudes obtenues grâce à ce processus. Il reste néanmoins de nombreux domaines où des améliorations sont possibles, essentiellement pour ce qui concerne les actinides mineurs. Dans la plupart des cas, ces incertitudes n'ont pas d'effet significatif sur les conclusions techniques du CEA. En particulier, des comparaisons des divers cycles du combustible qu'il a effectuées sont valables. Il faudra à l'avenir poursuivre les travaux pour pouvoir évaluer plus précisément des scénarios, avec des charges d'actinides mineurs, comportant des réacteurs thermiques, des réacteurs rapides ou des systèmes hybrides.

3.3.2 Cibles et combustibles à base d'actinides

La qualité du programme de recherche sur les combustibles de transmutation est en général remarquable. Dans ses recherches, le CEA a traité divers problèmes scientifiques que posent ces combustibles et produit des données importantes pour le choix de ces combustibles.

Le Dossier 2005 n'explique pas pourquoi il a été décidé de se concentrer sur la transmutation dite en mode hétérogène sur une matrice inerte plutôt que de poursuivre les travaux sur la transmutation en mode homogène réalisés dans le cadre de la mise au point de combustibles sur les réacteurs Phénix et Superphénix.

Il manque, dans le chapitre D du rapport, une analyse d'impact du recyclage des actinides mineurs.

Le rapport ne précise pas comment le CEA entend poursuivre son programme de mise au point des combustibles après 2009 dans le cadre de ses travaux sur les réacteurs de quatrième génération bien qu'il s'agisse, pour l'EIE, d'un aspect capital.

Le programme de R-D décrit dans le rapport est centré sur la fabrication des combustibles et des cibles à base d'actinides mineurs ainsi que sur les essais menés pour étudier leur comportement sous irradiation. Les scénarios de transmutation des actinides mineurs qui sont traités sont variés, mais peuvent se répartir en deux groupes selon qu'ils utilisent la voie de recyclage homogène ou hétérogène. Le système faisant appel à un ADS pour la transmutation peut-être alors considéré comme un cas limite de recyclage en mode hétérogène.

La logique d'ensemble qui a présidé à cette partie du programme ne ressort pas clairement du rapport. Contrairement à la partie du programme consacrée à la séparation, où les évolutions technologiques sont un prolongement du procédé industriel actuellement utilisé (PUREX), le programme de recherche sur les combustibles et les cibles s'intéresse principalement aux concepts les plus innovants de cibles et de combustibles sans rapport avec l'expérience industrielle (en Europe) qui se limite presque exclusivement à l'utilisation de dioxyde d'uranium et de MOX dans des aiguilles combustibles à gaine métallique. La transmutation dite homogène dans des réacteurs rapides brûlant des combustibles oxydes aurait été la suite logique des recherches sur les combustibles effectuées dans les réacteurs Phénix et Superphénix, compatible de surcroît avec la séparation par voie aqueuse mais à l'exception de l'essai TRABANT 1, aucune activité de ce type n'a été entreprise depuis 1991. Ceci est surprenant si l'on sait que l'expérience SUPERFACT réalisée sur des

combustibles oxydes contenant un pourcentage significatif d'actinides mineurs s'est révélée très instructive et que le CEA comme l'ITU ont démontré avec succès la validité du cycle de fabrication, d'irradiation et de retraitement de ce type de combustible. Le Dossier 2005 n'explique pas pourquoi l'exploration de cette voie n'a pas été poussée plus avant et pourquoi les travaux se sont concentrés sur la transmutation dite hétérogène sur une matrice inerte.

S'agissant du scénario de recyclage hétérogène dans un réacteur rapide ou un système hybride, des études approfondies ont été menées pour trouver une matrice adaptée à des combustibles et cibles sans uranium. Les résultats ont permis de cibler plus précisément les solutions possibles, mais des études approfondies supplémentaires seront nécessaires avant que l'on puisse sélectionner des matériaux, pour les combustibles et les cibles, qui soient réellement viables. La conception et la mise au point de ces combustibles et cibles composites sont, par définition, bien plus difficiles en raison de l'absence de base de données sur ce sujet.

Il n'en reste pas moins que le programme de recherche sur les combustibles de transmutation est globalement d'une grande qualité. Le CEA a en effet abordé dans ses recherches divers problèmes scientifiques posés par ces combustibles et il en a tiré des données importantes pour leur sélection. L'accent a été mis sur l'étude de l'irradiation, un sujet qui nécessite des recherches compliquées et de longue haleine. Le CEA possède des installations parfaitement adaptées à ce type de recherche, au premier rang desquelles les outils exceptionnels que sont bien sûr Phénix et Atalante. Il est satisfaisant de voir que ce réacteur est utilisé largement pour mener à bien le programme sur la séparation et la transmutation jusqu'à sa fermeture définitive prévue pour 2009. De même que l'on constate avec satisfaction que les autres installations d'irradiation en service en Europe (HFR) ont été utilisées et que de nombreux établissements de recherche européens ont participé à ce programme. Les expériences EFTTRA et THERMET ont beaucoup enrichi notre connaissance sur les combustibles composites et notamment sur l'importance de la taille de la phase incluse et des dommages sous irradiation subi par la matrice. Cependant, les travaux décrits portent principalement sur les aspects macroscopiques des combustibles de transmutation et moins sur les aspects microscopiques qui devraient être déterminants pour leur conception. De plus, le Dossier 2005 donne l'impression que ces travaux ne s'appuient pas suffisamment sur des recherches fondamentales en physico-chimie. La fabrication de combustibles de compositions chimiques aussi complexes exige une meilleure compréhension des interactions et relations entre phases.

Il faut expliquer quelles sont les conséquences techniques de la chaleur de décroissance alpha, des émissions de neutrons rapides et des doses gamma plus

fortes sur la manipulation d'actinides mineurs comme l'américium et le curium pour que le public puisse comprendre où sont les véritables obstacles techniques. Il manque, cependant, dans le chapitre D du Dossier 2005 une analyse de l'impact du recyclage des actinides mineurs sur les autres étapes du cycle. L'expérience que l'on possède de la fabrication de combustibles à l'américium est limitée, pratiquement nulle s'il s'agit de combustibles au curium. Malgré cela, il aurait été instructif d'analyser les implications de l'utilisation de ces combustibles, d'autant que leur fabrication semble être un facteur déterminant pour la faisabilité de cette technique. Dans ce contexte, il aurait été utile également d'analyser les alternatives au combustible solide (par exemple, les sels fondus proposés dans les réacteurs de type TASSE du CEA et AMSTER d'EDF).

S'agissant de la fabrication par télémanipulation, des progrès techniques et économiques ont été accomplis. Cependant, aucun pays au monde ne possède encore la capacité expérimentale de manipuler d'importantes quantités d'actinides mineurs (des kilogrammes plutôt que des grammes). Les possibilités de produire des champs de neutrons rapides dans les installations existantes sont également limitées, et l'offre d'infrastructures de R-D se dégrade. La mise hors service de Phénix en 2009 signifiera la perte d'un outil important de recherche sur la transmutation.

Il nous paraît prématuré de dire, comme le suggère le Dossier 2005, qu'étant donné la progression du programme d'étude des combustibles, la prochaine phase consistera à tester des aiguilles de combustible, par exemple dans le réacteur MONJU, sans programme expérimental d'irradiation préalable. L'EIE estime qu'il reste encore beaucoup de recherches à faire dans les domaines de la conception et de la mise au point des combustibles avant de pouvoir passer à cette phase, en particulier s'il s'agit de combustibles composites. Dans le cas de l'oxyde mixte, ce serait néanmoins possible, mais le dossier ne précise pas comment le CEA entend poursuivre son programme de développement de combustibles après 2009 dans le cadre de ses travaux sur les réacteurs de quatrième génération, bien qu'il s'agisse, pour l'EIE, d'un aspect capital

Le programme d'étude des réacteurs de quatrième génération est brièvement abordé dans les paragraphes du chapitre E du Dossier 2005 consacrés aux parcs nucléaires mixtes. Il serait utile que le rapport précise clairement que le scénario de transmutation homogène dans des réacteurs rapides s'apparente aux filières de quatrième génération. De ce fait, une déclaration précisant la stratégie française concernant les réacteurs de quatrième génération serait la bienvenue.

3.3.3 Cibles pour transmutation des produits de fission

De l'argumentation présentée il ressort que la transmutation des produits de fission n'est pas réalisable. Si toutefois on devait prendre en compte les risques radiologiques et/ou la production de chaleur, il faudrait accorder davantage d'importance à la recherche d'autres solutions pour l'élimination de certains produits de fission à vie longue.

La transmutation des produits de fission est relativement peu traitée, bien que ces éléments soient les principaux responsables du risque radiologique que présente le stockage en formation géologique. Le choix d'étudier de préférence l'iode, le technétium et le césium ne se justifie pas par les conditions qui risquent d'exister dans un éventuel stockage géologique en France. La mobilité géochimique d'un élément, et partant, le risque qu'il atteigne la géosphère, sont fortement dépendants des conditions d'oxydoréduction de la roche hôte et des barrières ouvragées dans le dépôt. Comme le technétium, par exemple, n'est mobile que dans des milieux (très) oxydants, il faudra des conditions très spécifiques pour que sa mobilité potentielle soit un facteur pertinent. L'intérêt de prendre en compte le technétium dans l'étude probabiliste des sites géologiques français n'est pas évident.

Les conclusions concernant la faisabilité de la transmutation des produits de fission sont très tranchées compte tenu du peu de travaux accomplis, en particulier concernant l'iode, dont on affirme que la transmutation est impossible. Le corps du texte ne contient pourtant pas d'arguments convaincants quant à l'impossibilité d'utiliser l'iodure de sodium (NaI) comme matériau de cible. Malgré cela, les conclusions du CEA sur la transmutation sont globalement correctes, mais il est fort dommage que l'on ne fasse pas référence aux autres solutions possibles, telles que l'immobilisation dans des céramiques ou des verres après la séparation.

3.3.4 Mise au point des ADS (systèmes hybrides)

Le CEA et ses partenaires ont établi un programme de R-D bien centré sur la mise au point des cibles de spallation (cibles au plomb-bismuth avec fenêtre). Étant donné les difficultés rencontrées, l'EIE est d'avis qu'il conviendrait d'envisager le développement parallèle d'une cible plus simple.

L'EIE convient que les accélérateurs linéaires modulaires sont la solution la mieux adaptée aux systèmes hybrides industriels.

L'EIE approuve les collaborations entreprises pour mettre au point les systèmes hybrides et est convaincue que le projet EUROTRANS sera déterminant pour leur développement futur.

3.3.4.1 Cible de spallation

La cible de spallation est le composant du système hybride le plus difficile à réaliser. Le CEA en a tenu compte en lançant avec ses partenaires un programme de R-D très complet et bien centré sur la mise au point d'une cible plomb-bismuth. Une cible avec fenêtre a été choisie comme référence. Le programme, qui comporte aussi bien des expériences analytiques à petite échelle que des expériences intégrales à grande échelle, a commencé il y a quelque temps déjà et permis de glaner des résultats encourageants. Toutefois, les résultats actuels ne permettent pas encore de tirer des conclusions définitives concernant la viabilité de ces cibles. Étant donné les problèmes qui restent en suspens (possibilité de corrosion du plomb-bismuth, comportement de la fenêtre dans les conditions complexes de contrainte et d'irradiation qui règnent dans le système hybride, nécessité d'une instrumentation, manipulation ou remplacement difficiles de la cible et leurs répercussions sur les coûts), il semblerait raisonnable de mettre au point en parallèle un concept plus simple de cible.

De toutes les expériences intégrales MEGAPIE est la plus importantes. La cible de spallation MEGAPIE, conçue pour supporter une puissance faisceau de 1 MW et un courant intégré de 6 Ah, a été fabriquée en France et sera testée sous faisceau à l'Institut Paul Scherrer en 2006. L'expérience doit permettre une démonstration complète de faisabilité, comprenant des essais en pile et post-irradiation de tous les composants ainsi que la démonstration de la faisabilité du démantèlement de la cible.

3.3.4.2 Accélérateur

Le Dossier 2005 affirme que, pour atteindre les puissances nécessaires pour un ADS industriel, on privilégie les accélérateurs linéaires modulaires. Cette affirmation est justifiée et repose sur les résultats du projet PDS-XADS entrepris dans le 5ème programme cadre de la CE (Commission Européenne) qui a permis de comparer les possibilités offertes par les accélérateurs linéaires et les cyclotrons. On trouve notamment dans l'étude PDS-XADS les conclusions qui suivent concernant l'accélérateur linéaire supraconducteur (LINAC) :

- pas de limite d'énergie et d'intensité ;
- conception très modulaire perfectible, donc applicable à un transmuteur industriel ;
- fiabilité pouvant être excellente car l'accélérateur peut intégrer une conception le rendant tolérant vis-à-vis des pannes ;
- bon rendement, permettant d'optimiser les coûts d'exploitation.

Comme l'indique le rapport, la possibilité d'exploiter les systèmes hybrides repose en grande partie sur la fiabilité de l'accélérateur, à savoir un très faible nombre d'interruptions de faisceau. Les interruptions d'une durée supérieure à une seconde, par exemple, soumettent les composants du système sous-critique à des contraintes thermiques inacceptables et il convient donc d'en limiter le nombre.

L'accélérateur est constitué d'un injecteur, d'une zone d'énergie intermédiaire (cavités à la température ambiante ou supraconductrices) ainsi qu'une zone de haute énergie à cavités supraconductrices. Le rapport fait état de la nécessité de se concentrer sur l'évaluation expérimentale des principaux composants modulaires de la configuration de référence, mais n'évoque que les travaux sur l'injecteur et sur la zone de haute énergie.

Le Dossier 2005 mentionne le projet intégré EUROTRANS entrepris au titre du 6ème programme cadre de la CE, ce qui est indispensable à la compréhension de la section du chapitre D4.5 consacrée à l'accélérateur. On notera que les travaux envisagés dans le cadre du projet intégré EUROTRANS sur les accélérateurs se décomposent comme suit :

- évaluation expérimentale de la fiabilité de l'injecteur de protons ;
- évaluation de la fiabilité des composants accélérateurs de la zone d'énergie intermédiaire ;
- qualification, en fonction de sa fiabilité, d'un cryomodule haute énergie à pleine puissance et à température nominale ;
- conception et essais d'un système prototype de contrôle-commande par radiofréquence pour un fonctionnement tolérant aux pannes de l'accélérateur linéaire ;
- cohérence globale de la conception de l'accélérateur, analyse finale de la fiabilité, estimation des coûts d'un démonstrateur de système hybride (XT-ADS) et du réacteur européen EFIT (European Facility for Industrial Transmutation).

3.3.4.3 Réacteur sous-critique

Par les expériences MUSE menées dans le réacteur de puissance nulle Masurca, à Cadarache, il s'agissait de mieux comprendre les phénomènes neutroniques qui se déroulent dans un cœur sous-critique, de mettre au point de nouvelles techniques expérimentales pour préparer le fonctionnement en mode sous-critique et de contribuer à la validation des codes de calculs et des données nucléaires. Le dispositif expérimental comprend un générateur de neutrons pulsés de forte intensité (GENEPI, mis au point par le CNRS), une cible de

tritium ou de deutérium au centre du cœur, entourée d'une zone tampon en plomb, ainsi qu'un cœur annulaire constitué de MOX. Deux réfrigérants, le sodium et un alliage de plomb et de bismuth ont été simulés.

Les expériences MUSE ont permis de recueillir des informations remarquables en physique des réacteurs pour la validation des codes et la mise au point de techniques de mesure de la sous-criticité. La méthode de décroissance des neutrons prompts a été jugée particulièrement adaptée à la mesure en ligne du niveau de sous-criticité. Il convient néanmoins de remarquer que le cœur d'un incinérateur industriel d'actinides mineurs sera de plus grande taille que le montage expérimental MUSE, qu'il fonctionnera avec un combustible différent et à une puissance nettement plus élevée. De plus, il reste encore à vérifier les prévisions de réactivité en fonction du taux de combustion dans des cœurs majoritairement composés d'actinides mineurs. En d'autres termes, les données de physique des réacteurs qui ont été tirées des expériences MUSE peuvent être suffisantes pour la conception et le démarrage d'un système hybride expérimental avec un combustible MOX normal, mais non pour exploiter un système hybride industriel fonctionnant avec un combustible de transmutation sans uranium.

3.3.4.4 Études de conception

Les études de conception d'un système hybride expérimental ont été menées dans le cadre du projet PDS-XADS du 5^{ème} programme cadre de la CE. Trois concepts ont été étudiés au cours de ce projet : un système de 80 MWth refroidi au plomb-bismuth proposé par ANSALDO, un système à gaz de 80 MWth proposé par Framatome-ANP, et le système MYRRHA de SCKCEN de 50 MWth refroidi au plomb-bismuth. Toutes ces conceptions utilisaient un accélérateur linéaire et un eutectique plomb-bismuth comme matériau de cible (dans le système de Framatome, une autre option consistait à utiliser une cible solide en tungstène refroidie à l'hélium). S'agissant de l'interface accélérateur/cible, deux options avec fenêtre (ANSALDO, Framatome) et sans fenêtre (MYRRHA, ANSALDO) ont été étudiées.

Les études d'ingénierie réalisées dans le cadre du projet XADS ont confirmé qu'il n'existait pas d'obstacles à la réalisation d'un système hybride d'une puissance de l'ordre de 100 MWth. Toutefois, il reste des questions en suspens concernant l'accélérateur et la cible. Le projet intégré EUROTRANS du 6^{ème} programme cadre de la CE a été conçu pour y répondre et bâtir un avant-projet de référence pour un ADS industriel européen d'ici 2008. Si le projet EUROTRANS produit des résultats satisfaisants, la décision de construire un démonstrateur sera envisagée la même année.

4. CONCLUSIONS

4.1 Portée et limites du rapport

- Ce rapport présente, dans bien des domaines, un travail technique d'une excellente qualité, mais il est rédigé de telle manière que le lecteur, notamment s'il n'est pas au fait des sujets techniques abordés, éprouvera des difficultés à suivre et à comprendre ce dont il s'agit. Il serait bon par conséquent d'en rédiger une version plus compréhensible destinée aux lecteurs non avertis en prévision du débat sur la nouvelle loi relative aux déchets.
- Il n'a pas été tenté dans le rapport de traiter de manière globale les effets de la séparation et de la transmutation sur l'ensemble du cycle du combustible. Par exemple, il n'est pas question des implications du recyclage des actinides mineurs sur la fabrication du combustible, ni des conséquences de la mise en œuvre de la séparation et de la transmutation sur le fonctionnement d'un stockage géologique. Une analyse plus exhaustive s'imposera dans un avenir proche.

4.2 Stratégie

- Les travaux techniques décrits dans ce dossier sont, pour beaucoup d'entre eux, d'un très haut niveau. Toutefois, la logique qui a présidé à cette démarche ne ressort pas clairement de la présentation.
- Les diverses disciplines techniques varient par leur niveau de développement. La séparation chimique des combustibles usés a atteint un stade de développement très avancé, certains travaux dans ce domaine sont excellents. La recherche sur les combustibles et cibles de transmutation (fabrication, tests de fonctionnement et traitement chimique ultérieur) n'a pas dépassé le stade exploratoire. Plus inquiétante, la disparition des infrastructures de R-D, notamment des installations d'irradiation à neutrons rapides, risquerait de compromettre les avancées dans ce domaine.

4.3 Objectifs

- L'EIE note que les objectifs des recherches ont tous été exprimés en termes de réduction de radiotoxicité. La gestion des risques à long terme présentés par les déchets peut être envisagée selon deux points de vue qui méritent d'être discutés, à savoir réduire l'inventaire radiotoxique total ou diminuer la dose de rayonnement à laquelle les populations pourraient être exposées à long terme du fait de la présence d'un dépôt. La séparation et la transmutation des actinides s'inscrivent dans la première optique tandis que la séparation et la transmutation des produits de fission relèveraient davantage de la seconde. La séparation et la transmutation pourraient aussi contribuer à une meilleure gestion des stockages géologiques dans la mesure où elles permettent d'abaisser le dégagement de chaleur et le volume des déchets à stocker.
- Les objectifs fixés pour les niveaux de séparation et de transmutation ne sont pas vraiment fondés, car ils ont été définis en fonction de ce qui paraît réalisable et non en fonction de ce qui est nécessaire pour parvenir à certains résultats (par exemple, réduire les sources de chaleur dans le stockage définitif, abaisser la dose au public imputable à ce stockage).

4.4 Résultats et points de convergence avec le groupe d'experts

- Le CEA a réussi, par un travail d'excellente qualité, à démontrer la faisabilité technique de la gestion du plutonium dans des réacteurs à eau légère.
- Les aspects scientifiques et techniques de la séparation par voie aqueuse sont bien établis. Ils emportent la conviction que ces procédés peuvent être déployés dans des cycles du combustible avancés.
- L'EIE convient qu'il n'est pas raisonnable d'envisager la gestion des actinides mineurs dans des réacteurs à eau légère et que le succès de la transmutation repose sur l'utilisation de champs de neutrons rapides.
- L'EIE se rallie pleinement à l'idée que la gestion des actinides mineurs s'effectuera à long terme dans un parc de réacteurs intégrant des réacteurs rapides.
- L'EIE convient que la transmutation des produits de fission n'est pas une solution viable pour réduire la radiotoxicité des déchets.

- L'EIE reconnaît également qu'il n'est pas justifié de poursuivre la reprise des actinides mineurs dans les verres avec les méthodes disponibles aujourd'hui et que l'entreposage intermédiaire des calcinats en attendant une transmutation ultérieure n'est pas une solution séduisante.

4.5 Évolutions futures et solutions de rechange

- L'EIE partage le point de vue selon lequel la gestion à long terme des actinides mineurs dans des réacteurs rapides est réalisable dans la pratique, mais souhaiterait insister sur les travaux de développement et de démonstration indispensables à court et moyen terme pour la phase de transition nécessaire avant d'atteindre l'objectif à long terme.
- Étant donné l'état actuel d'avancement des travaux sur la mise au point des combustibles, les cibles de spallation et la fiabilité des accélérateurs, des progrès importants sont encore nécessaires avant de pouvoir réaliser un système hybride. Ces travaux ont été entrepris via le projet intégré EUROTRANS, et l'EIE est convaincue que le CEA et le CNRS doivent continuer de participer à ce programme.
- S'agissant des technologies pyrochimiques, elles ont été à juste titre orientées vers des applications spécifiques dans le programme français. Il s'agit là de technologies prometteuses, mais dont la mise au point vient tout juste de commencer.

5. RECOMMANDATIONS

Les recommandations de l'EIE que l'on trouvera ci-dessous reposent sur l'examen du Dossier 2005 et de documents écrits supplémentaires fournis par le CEA ainsi que sur des informations obtenues lors d'entretiens avec les membres du CEA et du CNRS. L'équipe est consciente des travaux considérables qui ont été menés sur les deux autres axes de recherche stipulés par la Loi de 1991. Certains travaux dont elle recommande ici la réalisation ont déjà peut-être été effectués dans ce cadre.

5.1 Portée et limite du rapport

- Il conviendrait de rédiger une version plus accessible du rapport, s'adressant à un public non initié. Les résultats de ces travaux seraient ainsi mieux à même d'éclairer le débat concernant la nouvelle loi française sur la gestion des déchets nucléaires.
- Il n'a pas été tenté dans le rapport de traiter de manière globale les effets de la séparation et de la transmutation sur l'ensemble du cycle du combustible. Par exemple, il n'est pas question des implications du recyclage des actinides mineurs sur la fabrication du combustible, ni des conséquences de la mise en œuvre de la séparation et de la transmutation sur le fonctionnement d'un stockage. Une analyse plus exhaustive devra être effectuée dans un avenir proche.
- La séparation et la transmutation sont presque toujours envisagées en termes de réduction de la radiotoxicité. D'autres critères, comme la diminution de la charge thermique du stockage, la réduction du volume des déchets ou l'impact sur les coûts totaux du cycle du combustible devraient être aussi pris en compte.

5.2 Séparation par voie aqueuse et pyrochimie

- Il est assurément justifié de fixer des objectifs de récupération pour les actinides et les produits de fission, mais l'EIE recommande de les établir sur des bases techniques claires et rationnelles.
- Il conviendrait de mettre au point la technique de recyclage des cibles et combustibles de transmutation parallèlement au programme de développement de ces cibles et combustibles.

- Le rapport ne précise pas comment se répartit le neptunium entre les flux d'uranium et de plutonium. Il conviendrait donc de prendre en compte la répartition du neptunium, ses conséquences et les modes de gestion possibles de cet élément.
- Il n'est pas évident que la séparation de l'américium et du curium soit nécessaire. Il conviendrait de procéder à une étude pour évaluer cette solution ainsi que d'autres options, y compris l'utilisation ultérieure des matières séparées.
- Si la diminution de la charge thermique des déchets devient un objectif, il faudra envisager également la séparation du strontium.
- Si les procédés pyrochimiques prometteurs doivent encore progresser et si l'on veut pouvoir les exploiter :
 - il conviendra de développer parallèlement les procédés nécessaires de gestion des déchets (par exemple, immobilisation des sels employés dans les procédés pyrochimiques).
 - il faudra faire la démonstration des performances de séparation, du comportement des produits de fission et de la mise au point des matériels de traitement.

5.3 Gestion des produits et des produits de fission

- Pour l'entreposage des poudres d'oxyde d'uranium et de curium, on prévoit des conteneurs capables de supporter une pression de 45 bars due à l'accumulation d'hélium. L'EIE serait d'avis d'étudier un concept avec évent afin d'éviter l'augmentation de pression qui pourrait créer des difficultés si l'on envisage un jour de rouvrir les conteneurs.
- Il conviendrait de planifier la gestion et le stockage des produits de fission séparés et de mettre au point les technologies correspondantes.
- La gestion du césium pourrait comprendre une phase d'entreposage de longue durée. Les conditions dans lesquelles procéder à cet éventuel entreposage devraient être étudiées, comme cela a été fait pour le curium.

5.4 Combustibles et cibles

- Le rapport devrait analyser de manière plus approfondie la difficulté de manipuler plusieurs grammes d'actinides mineurs, en particulier d'américium et de curium, en raison de l'importance de la chaleur de décroissance, des émissions de neutrons et de rayonnements gamma ainsi que des propriétés physiques et chimiques particulières de ces actinides.

- Il conviendrait de développer et d'expliquer davantage la justification des travaux de recherche et de développement effectués sur les cibles. On ne comprend pas bien, par exemple, pourquoi les recherches sur la transmutation en mode homogène dans des réacteurs rapides avec des combustibles oxyde n'ont pas été poursuivies après un départ prometteur.
- Toutes les conceptions de combustibles, outre celles utilisées pour le recyclage homogène de l'américium et du neptunium dans des combustibles à mélange d'oxydes pour réacteurs rapides, doivent être encore validées.
- Il reste un long chemin à parcourir avant de pouvoir sélectionner des matériaux viables pour les combustibles et les cibles. Les travaux de développement devront intégrer l'étude des aspects microscopiques des combustibles de transmutation et des relations entre phases.
- Après la mise hors service en 2009 du réacteur Phénix, il sera très difficile d'étudier les cibles et les combustibles. Il conviendrait de définir une stratégie pour la réalisation de ce travail et pour la validation des concepts de combustibles. Il faudrait faire le lien entre ces travaux et le programme français de développement de combustibles pour les réacteurs de quatrième génération.

5.5 Stratégie : transmutation

- L'EIE convient que la gestion à long terme des actinides dans des réacteurs rapides est une solution réalisable. Cela étant, elle recommande :
 - d'établir le programme de travail à court et moyen terme indispensable pour atteindre cet objectif de long terme ;
 - d'étudier les scénarios de transition entre des parcs de réacteurs reposant sur des REP et un parc intégrant un nombre important de réacteurs rapides ;
 - d'y intégrer les programmes français de développement des réacteurs rapides de la quatrième génération, avec leurs cycles du combustible, qui n'ont pas été abordés dans le Dossier 2005.
- Au chapitre des données nucléaires et des méthodes de calcul, il faudra obtenir des données nucléaires plus fines sur les actinides mineurs et enrichir la base de données expérimentales de données sur les cœurs fortement chargés en actinides mineurs. L'EIE suggère d'approfondir de manière plus systématique les distorsions numériques et les écarts statistiques dans les expériences.

- S'agissant des systèmes hybrides, l'intégration des études et recherches françaises aux programmes européens est fortement encouragée pour la suite des travaux. La conception de référence choisie est une cible au plomb-bismuth avec fenêtre. Compte tenu des incertitudes techniques, il serait raisonnable de concevoir en parallèle une cible plus simple.

Annexe 1

EXAMEN MENÉ SOUS L'ÉGIDE DE L'AGENCE DE L'OCDE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE : MANDAT DE L'ÉQUIPE INTERNATIONALE D'EXPERTS

Contexte

Depuis que les premiers réacteurs ont été construits et exploités dans les années 60, la gestion des déchets radioactifs pose un problème technique. À l'époque, le stockage en formation géologique de ces déchets était déjà envisagé comme une solution possible, à explorer, en aménageant notamment des laboratoires souterrains de caractérisation géologique in situ.

Après plusieurs tentatives infructueuses du Commissariat à l'énergie atomique (CEA) pour entreprendre des travaux de prospection géologique sur quatre sites, le gouvernement français a décidé, en 1989, d'associer le Parlement à la décision, dans un premier temps par des auditions puis proposant une loi sur des déchets qui a été finalement votée à la fin de 1991.

La Loi de 1991 définit le cadre général des travaux de recherche-développement ainsi que trois axes de recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue et établit 2006 comme un jalon pour les décisions du Parlement concernant la mise en oeuvre éventuelle des solutions qui seront proposées.

Le CEA est responsable des recherches selon deux des axes prévus dans la loi sur les déchets, à savoir :

- l'axe 1 : séparation et transmutation ;
- l'axe 3 : conditionnement et entreposage de longue durée.

Les recherches sur la séparation et la transmutation ont été menées par des équipes du CEA et du CNRS (Centre national de la recherche scientifique) en collaboration avec certaines universités françaises.

La loi sur les déchets prévoit une évaluation globale de toutes les recherches entreprises au cours de l'année 2006. À cet effet, la loi établit une Commission nationale d'évaluation indépendante, la CNE, chargée d'informer le gouvernement des progrès techniques et scientifiques accomplis.

Pour préparer la phase 2005-2006 de présentation des rapports, qui inclut notamment le bilan global des recherches entreprises sur les trois axes exigés par la loi sur les déchets, le CEA a entrepris de publier au début de 2005 un dossier intitulé « Dossier 2005 : séparation et transmutation des radionucléides à haute activité et à vie longue : recherches et résultats ». Il a également établi un dossier consacré au conditionnement et à l'entreposage de longue durée des déchets (axe 3).

Le Dossier 2005 : séparation et transmutation

Comme contribution au rapport global d'évaluation de 2005-2006 que doit présenter la Commission nationale d'évaluation aux instances de décision françaises (le gouvernement et le Parlement), ainsi que l'exige la loi sur les déchets, le CEA a rédigé un rapport énonçant ses conclusions concernant la faisabilité de la séparation et de la transmutation des radionucléides à vie longue.

Le « Dossier 2005 : séparation et transmutation » fait la synthèse de toutes les données et connaissances acquises sur lesquelles reposent les conclusions du CEA quant à la faisabilité, dans certaines conditions, de la séparation et de la transmutation des actinides mineurs, à savoir le neptunium, l'américium et le curium, en radionucléides à vie courte ou stable. Ce rapport intègre également les résultats obtenus par le CNRS pour ce qui concerne les programmes menés en collaboration avec le CEA.

Dans ces circonstances, le « Dossier 2005 : séparation et transmutation » est donc un rapport contenant des conclusions destinées à éclairer le processus de décision. Après une introduction générale (chapitre A) et une introduction sur la séparation et la transmutation (chapitre B), le rapport est organisé de la manière qui suit :

- Les chapitres C.1 à C.12 contiennent les résultats des recherches sur la séparation du combustible usé et notamment :
 - la reprise éventuelle des colis de déchets existants (chapitre C.3) ;
 - les résultats de la séparation par voie aqueuse des actinides mineurs et des produits de fission à vie longue (chapitres C.4 à C.8) ;
 - les résultats des évaluations de l'entreposage intermédiaire des actinides mineurs séparés (chapitre C.9) ;

- les résultats concernant le procédé avancé de séparation pyrochimique (chapitre C.10) ;
- l'évaluation des résultats des recherches sur la séparation et les étapes ultérieures, aux chapitres C.11 et C.12, respectivement.
- Les chapitres D.1 à D.7 présentent les résultats des études sur la transmutation, notamment :
 - les filières de transmutation dans des réacteurs thermiques ou rapides critiques ou sous-critiques (chapitre D.4) ;
 - la fabrication des combustibles et des cibles et les expériences de transmutation (chapitre D.5) ;
 - l'évaluation des résultats des recherches sur la transmutation et les perspectives dans l'optique du développement durable de l'énergie nucléaire, aux chapitres D.6 et D.7, respectivement.
- Enfin, le chapitre E traite de scénarios de séparation et de transmutation envisageables où des réacteurs de type nouveau, notamment des réacteurs dotés de cœurs à neutrons rapides fonctionnant en mode critique ou sous-critique, pourraient être exploités.

Le « Dossier 2005 : séparation et transmutation » est un bilan technique qui apporte une contribution essentielle au processus de décision politique ultérieure.

Il convient de remarquer cependant que s'il conclut à la faisabilité technique de la séparation et de la transmutation et, de ce fait, ouvre la voie au dépôt d'une demande d'autorisation pour des installations nucléaires futures, ce « Dossier 2005 : séparation et transmutation » n'aborde pas certains aspects tels que :

- l'optimisation, en termes de coût et de sûreté, par exemple ;
- certains problèmes scientifiques, qui ne sont pas approfondis mais pour lesquels il propose une évaluation globale. Cette remarque inclut par exemple certaines données nucléaires de transmutation très spécifiques ou la possibilité de faire fonctionner des systèmes sous-critiques à puissance élevée, qui reste à démontrer.

Par ailleurs, les études de scénarios de parcs nucléaires, intégrant la production et le traitement du combustible, qui font l'objet du chapitre E du rapport, sont considérées comme hors du champ de l'examen, car elles définissent exclusivement les évolutions technologiques à apporter à l'outil industriel en France en fonction du scénario de gestion des déchets considéré.

Examen de l'AEN

Contexte général

Ce sont les radionucléides à vie longue contenus dans les assemblages combustibles usés qui sont responsables de la persistance de la radioactivité pendant plusieurs milliers, voire plusieurs millions d'années. L'axe 1 de la Loi de 1991 sur les déchets prescrit de chercher des solutions pour séparer et transmuter ces éléments radioactifs à vie longue présents dans les déchets. Le « Dossier 2005 : séparation et transmutation » est le rapport que le CEA a établi pour présenter les résultats des programmes de recherches menés en France de 1992 à 2004 tant par le CEA que par ses principaux partenaires, dont le CNRS.

Le gouvernement français souhaite que ce « Dossier 2005 : séparation et transmutation » soit lu et examiné largement afin de susciter le débat et d'instaurer un climat de confiance.

C'est pourquoi, il a jugé essentiel de soumettre ce rapport important à l'examen d'une équipe indépendante d'experts internationaux. L'apport substantiel d'expertises de programmes nationaux déjà effectuées par l'AEN a conduit tout naturellement les autorités françaises à se tourner vers l'Agence pour mener cette examen du « Dossier 2005 : séparation et transmutation » du CEA.

Les aspects scientifiques et techniques du rapport qui seront examinés sont décrits succinctement ci-dessous.

Intérêt général des études sur la séparation et la transmutation

Le plutonium est le principal responsable de l'inventaire radiotoxique du combustible usé. La mise en place d'une stratégie de séparation et de transmutation des radionucléides à vie longue implique l'adoption préalable d'une stratégie de gestion du plutonium. Le recyclage du plutonium en réacteur est, en fait, la première étape à franchir pour que la séparation et la transmutation des autres éléments contribuant à la toxicité des déchets aient un sens.

Une fois le plutonium séparé, les actinides mineurs, c'est-à-dire l'américium en premier lieu, puis le curium et le neptunium, représentent la plus forte contribution à l'inventaire radiotoxique du combustible usé. Ce sont donc les radioéléments qu'il est indispensable de gérer en priorité par la séparation et la transmutation si l'on veut diminuer utilement et efficacement l'inventaire radiotoxique des déchets à long terme. Ces éléments sont au cœur des recherches menées dans le cadre de l'axe 1.

Au-delà de la première centaine d'années, les produits de fission ne contribuent plus que marginalement à la radiotoxicité du combustible utilisé. Toutefois, différentes études de modélisation du stockage géologique ont montré que, avant les actinides mineurs, les premiers radionucléides à rejoindre la biosphère après plusieurs centaines de milliers d'années, sont les produits de fission, notamment l'iode-129, le césium-135 et le technétium-99. Cela s'explique par les propriétés physiques et chimiques particulières de ces nucléides, notamment une grande solubilité dans l'eau. Il faut donc considérer ces produits de fission dans une stratégie de séparation et de transmutation. Le chlore-36 est également signalé comme potentiellement mobile. Toutefois, présent dans le combustible en quantités à peu près 1 000 fois plus faibles que les produits de fission déjà cités, il n'a pas été pris en compte dans les études sur la séparation et la transmutation.

Sur cette base, on a donc retenu pour les recherches entreprises dans le cadre de l'axe 1 les six radionucléides suivants : l'américium, le curium, le neptunium, l'iode, le césium et le technétium.

Reprise des déchets existants

En France, le traitement-recyclage du combustible utilisé est pratiqué depuis plusieurs décennies. De nombreux colis de déchets de haute activité résultant de cette opération ont déjà été fabriqués. Une étude a donc été réalisée pour déterminer s'il est techniquement et économiquement envisageable de mettre en œuvre des solutions de traitement spécifiques permettant d'extraire de ces colis les éléments les plus radioactifs pour en diminuer la durée de vie ou la radiotoxicité.

Les déchets de haute activité provenant du traitement des combustibles utilisés sont immobilisés dans une matrice vitreuse stable formant ainsi des colis de déchets vitrifiés. Afin de maintenir confinés sur de longues périodes les déchets de haute activité, cette matrice vitreuse possède des caractéristiques physico-chimiques exceptionnelles de stabilité sous irradiation et de résistance à la dissolution. Le rapport conclut que la reprise des radionucléides à vie longue dans ces déchets vitrifiés exigerait la mise en œuvre d'opérations complexes et serait financièrement irréaliste étant donné les volumes de déchets à traiter.

Séparation des radioéléments contenus dans le combustible utilisé

Les recherches sur la séparation ont été menées très activement depuis 1991 dans le cadre du programme français Actinex. Dans la continuité du traitement actuel des combustibles, le programme Actinex de recherche sur la séparation s'est concentré sur les procédés hydrométallurgiques pour lesquels

on dispose d'un retour d'expérience industrielle de plusieurs dizaines d'années grâce au procédé PUREX mis en œuvre à l'usine COGEMA à La Hague. La séparation poussée a donc été envisagée comme une opération venant compléter le traitement actuel des combustibles usés, et qui serait effectuée sur la solution, destinée aujourd'hui à la vitrification, qui renferme les éléments de haute activité.

Le procédé PUREX actuel permet de séparer l'uranium et le plutonium et pourrait éventuellement séparer des radionucléides aux degrés d'oxydation pairs. Compte tenu des propriétés chimiques très diverses des éléments à séparer, les programmes de recherche ont été bâtis pour concevoir des modes de séparation individuelle des éléments. La séparation de certains de ces éléments a nécessité la mise au point d'extractants spécifiques. Les études sur la séparation avaient pour objectifs de démontrer que l'on pouvait extraire plus de 99 % du neptunium et 99,9 % de l'américium et du curium du combustible usé.

Des procédés pyrochimiques, plus novateurs, ont aussi été évalués dans le cadre des recherches de l'axe 1, surtout par le CNRS, à partir notamment des résultats de collaborations internationales avec les États-Unis, le Japon et la Russie.

La mise en œuvre industrielle de la transmutation des actinides mineurs ne pourra probablement pas intervenir avant au mieux 2035, alors que la séparation poussée à une échelle significative est envisageable à l'horizon 2020. C'est pourquoi, il a paru nécessaire d'étudier la conception d'entrepôts destinés à accueillir les actinides mineurs séparés pendant quelques dizaines d'années. Il s'agissait ainsi d'évaluer la faisabilité de cet entreposage, en particulier dans le cas du curium.

Transmutation des radioéléments

La démonstration scientifique de la faisabilité de la transmutation par irradiation neutronique (capture neutronique et réaction de fission) d'un certain nombre de radioéléments était acquise dès avant la Loi de 1991 sur les déchets. Elle s'appuyait sur l'excellent potentiel des spectres de neutrons rapides à cet égard.

L'objectif des recherches sur cet axe était d'apporter des informations pour préciser dans quelles conditions technologiques (réacteurs existants ou futurs), la transmutation pourrait effectivement avoir lieu et quel serait le gain net obtenu en termes de bilan radiotoxique.

Pour ces études, ont été considérés :

- dans la catégorie des réacteurs existants : les réacteurs du parc français actuel et futur (du type REP) et les réacteurs à neutrons rapides au sodium (type RNR), dont la technologie est à ce jour maîtrisée ;
- dans la catégorie des systèmes futurs, les systèmes nucléaires à neutrons rapides mis au point dans le cadre du Forum international Génération IV pour la production d'énergie à l'horizon 2035, les systèmes dédiés à la transmutation (système hybride constitué d'un cœur sous critique couplé à un accélérateur) qui sont notamment l'objet des programmes-cadres financés par la Commission européenne.

Divers modes de transmutation des éléments séparés, qui peuvent être dilués dans le combustible nucléaire (recyclage homogène) ou concentrés dans des cibles spécifiques (recyclage hétérogène), ont été également pris en compte. Les recherches ont porté notamment sur :

- les connaissances fondamentales et la simulation : acquisition de données nucléaires de base, étude neutronique de divers coeurs de réacteur chargés en actinides mineurs ;
- la tenue des matériaux constitutifs des combustibles et des composants technologiques nouveaux grâce à des expériences d'irradiation en réacteur ;
- les aspects technologiques des systèmes hybrides (ADS) dédiés à la transmutation, dont l'évaluation a été effectuée avec l'aide des équipes du CNRD.

Par ailleurs, les impératifs du développement durable imposent d'examiner non seulement la situation à court et à moyen terme, mais aussi celle qui serait envisageable à plus long terme, à l'horizon d'un siècle. Dans cette perspective, l'intérêt du cycle thorium-uranium qui nécessiterait des changements importants de la structure industrielle nucléaire actuelle, a été évalué.

Objectifs de l'examen

Cet examen a pour objet de faire savoir aux autorités françaises (ministère de l'Industrie et ministère de la Recherche) si le « Dossier 2005 : séparation et transmutation » repose sur des bases techniques solides et s'il a été établi avec compétence en termes de démarche scientifique et technique, de méthodologie, de résultats et de stratégie. Les autorités françaises sont particulièrement soucieuses d'obtenir des recommandations détaillées concernant des améliorations spécifiques à apporter, notamment, si le processus de décision débouche sur la mise en œuvre de la séparation et de la transmutation.

Les experts sont invités à vérifier notamment que les objectifs assignés aux études sur la séparation et la transmutation ont été atteints concernant :

- la faisabilité technique de la reprise des radionucléides à vie longue des déchets vitrifiés actuels ;
- les aspects scientifiques et techniques des procédés de séparation ;
- les bases scientifiques des procédés de transmutation et l'efficacité de ces procédés en fonction des conditions d'irradiation neutronique ;
- l'efficacité des ADS pour la transmutation et le stade de développement de ces systèmes.

Il convient de remarquer cependant que, s'il conclut à la faisabilité technique de la séparation et de la transmutation et, de ce fait, ouvre la voie au dépôt d'une demande d'autorisation pour des installations nucléaires futures, ce « Dossier 2005 : séparation et transmutation » n'aborde pas certains aspects tels que :

- l'optimisation, en termes de coût et de sûreté, par exemple ;
- certains problèmes scientifiques, qui ne sont pas approfondis mais pour lesquels il propose une évaluation globale. Cette remarque inclut par exemple certaines données nucléaires de transmutation très spécifiques ou la possibilité de faire fonctionner des systèmes sous-critiques à puissance élevée, qui reste à démontrer.

Par ailleurs, les études de scénarios de parcs nucléaires, intégrant la production et le traitement du combustible, qui font l'objet du chapitre E du rapport, sont considérées comme hors du champ de l'examen, car elles définissent exclusivement les évolutions technologiques à apporter à l'outil industriel en France en fonction du scénario de gestion des déchets considéré.

Documentation utilisée pour l'examen

L'examen porte sur le document de base, à savoir le rapport de synthèse du Dossier 2005 sur la séparation et la transmutation dont il existe une version en anglais.

Les 26 documents figurant dans la bibliographie du rapport constituent un deuxième niveau de documentation. Il est proposé de fournir pour l'examen une version anglaise des résumés des principaux documents de cette série. En outre, certaines parties de ces documents pourront être traduites en anglais si les experts chargés de l'examen le demandent ou le jugent important.

L'examen inclut un jugement sur le bien-fondé des conclusions des études et sur la clarté et la traçabilité de la documentation, telles qu'elles ressortent de sa structure et de la façon dont elle est résumée.

Le cas échéant, il sera fait référence aux conclusions de certaines études récentes sur la séparation et la transmutation menées dans le cadre de l'OCDE/AEN.

Équipe internationale d'experts (EIE)

L'AEN constitue une équipe internationale d'experts indépendants qui peut inclure des membres du personnel de l'AEN.

Dans un souci d'indépendance et pour éviter les conflits d'intérêts, on veillera à ce que les spécialistes choisis n'aient jamais participé à des activités du CEA (par exemple, à titre de consultants, d'experts ou de sous-traitants) directement liées à l'établissement du « Dossier 2005 : séparation et transmutation ». Le CEA reste à la disposition de l'AEN pour confirmer que les spécialistes sélectionnés n'ont effectivement pas accepté d'engagements importants du CEA ou du CNRS.

La composition de l'équipe d'experts internationale sera aussi large que possible. Il serait particulièrement intéressant que certains membres soient à même de lire en français des documents techniques sur des points particuliers, comme mentionné à la section 3.

Il serait souhaitable que l'équipe comprenne un ou deux spécialistes du « retraitement », un membre au moins possédant une solide expérience de la neutronique et de la transmutation, un ou deux spécialistes des combustibles de transmutation et un ou deux spécialistes des réacteurs critiques ou sous-critiques.

Proposition de planning et conduite de l'examen

Juillet-septembre 2005

Le CEA est disposé à organiser, entre le mois de juillet et le début du mois de septembre 2005, un séminaire d'orientation à l'intention des membres de l'EIE afin de leur fournir des informations générales sur le programme de séparation et de transmutation et leur faire une première présentation du rapport en fonction des objectifs de l'examen.

Ce séminaire aura une fonction d'information essentiellement. Des spécialistes du CEA et du CNRS pourraient y exposer par oral :

- le cadre général et la situation actuelle du programme de recherches sur la séparation et la transmutation ;
- les chapitres les plus pertinents du « Dossier 2005 : séparation et transmutation » compte tenu des objectifs particuliers de l'examen.

Une visite des laboratoires et installations nucléaires utilisés dans le cadre des recherches sur la séparation et la transmutation (notamment le réacteur Phénix et le laboratoire Atalante) pourrait être également organisée.

Le « Dossier 2005 : séparation et transmutation », y compris les documents qui figurent dans la bibliographie, seront remis sur CD-ROM à l'AEN au mois de juillet 2005. Des traductions en anglais de parties de ces documents bibliographiques pourront être fournies à la demande de l'EIE.

Septembre-octobre 2005

L'AEN soumettra au CEA une première liste de questions écrites de la mi-septembre à mi-octobre 2005. Le CEA lui répondra par écrit dans un délai de trois semaines à compter de la réception de ces questions.

Une deuxième liste de questions pourra être présentée en prévision de l'atelier consacré à l'examen.

Novembre-décembre 2005

Le principal atelier consacré à l'examen sera organisé au mois de novembre. L'EIE en définira l'ordre du jour. Cet atelier durera plusieurs jours et sera l'occasion d'échanges directs entre l'EIE et les spécialistes du CEA et du CNRS.

À l'issue de cet atelier, l'EIE présentera par oral les premiers résultats de son examen. Dans un délai d'une semaine, elle en communiquera un compte rendu écrit, étant entendu que certaines des conclusions du rapport pourront être modifiées au cours des dernières étapes de l'examen.

Une première version des conclusions de l'EIE sera remise au CEA pour vérification factuelle au début du mois de décembre 2005.

Janvier 2006

L'équipe d'experts communiquera son rapport final en version anglaise aux autorités françaises (ministère français de l'Industrie et ministère français de la Recherche) au tout début du mois de janvier 2006 et le publiera peu après en anglais et en français comme une publication régulière de l'AEN.

Activités ultérieures

Il faudra probablement prévoir deux interventions orales au nom de l'équipe internationale d'experts pour présenter les résultats de l'examen : l'une devant la Commission nationale d'évaluation, l'autre éventuellement lors d'une réunion publique organisée dans le cadre du débat national sur la gestion des déchets nucléaires. Ces deux présentations doivent avoir lieu avant la fin de 2006.

Contacts

Contacts à l'AEN

Stan Gordelier, Chef de la Division du développement de l'énergie nucléaire

Claes Nordborg, Chef, Section des sciences nucléaires

Contacts du côté français

Florence Fouquet (Chargée de la sous-direction de l'industrie nucléaire, Ministère de l'Industrie – Direction générale de l'énergie et des matières premières (DGEMP))

Philippe Pierrard (Sous-direction de l'industrie nucléaire, Ministère de l'Industrie – Direction générale de l'énergie et des matières premières (DGEMP))

Dominique Goutte, Directeur du Département Énergie, Transport, Environnement, Ressources naturelles, Ministère de la Recherche – Direction de la technologie

Philippe Pradel (Directeur de l'énergie nucléaire, CEA)

Charles Courtois (Directeur de Programmes « Recherches sur la gestion des déchets », CEA)

Annexe : documents utilisés pour l'examen

Le « Dossier 2005 : séparation et transmutation » comprend le document lui-même (rapport de synthèse) ainsi qu'un jeu complet de documents complémentaires.

L'importance de chaque document pour l'examen est la suivante :

- * document principal, à savoir le rapport de synthèse. Il existe une version anglaise du document.
- ** documents (au nombre de 26) figurant dans la bibliographie du rapport de synthèse et dont il n'existe qu'une version française. Des résumés des principaux documents seront fournis en anglais de même que seront traduites certaines parties importantes de ces documents si l'EIE le demande.

Annexe 2

MEMBRES DE L'ÉQUIPE INTERNATIONALE D'EXAMEN

Experts internationaux

Alexandre BYCHKOV

M. Alexandre Bychkov a obtenu un diplôme de chimie de l'Université d'État de Moscou en 1982. Depuis cette date, il travaille l'Institut de recherche sur les réacteurs atomiques (RIAR) de Dimitrovgrad, Fédération de Russie (aujourd'hui renommé Centre national de recherche – Institut de recherche sur les réacteurs atomiques). Alexandre Bychkov est titulaire d'un doctorat depuis mai 1998. Récemment, il a occupé le poste de Directeur général adjoint aux sciences (Direction du cycle du combustible nucléaire) et de Directeur de la Division chimie et technologie du RIAR.

M. Bychkov est l'un des grands spécialistes russes des méthodes de retraitement et recyclage du combustible nucléaire par voies non aqueuses. Il a activement contribué au développement de la technologie pyroélectrochimique de retraitement et de production de combustible oxyde pour réacteurs rapides.

De 1997 à 2002, il a participé à des études et recherches sur la technologie de conversion en MOX du plutonium de qualité militaire. Des échantillons de combustible ont été ainsi testés dans les réacteurs BOR-60 et BN-600. Cette technologie pourrait être employée dans le cadre de l'accord passé entre le gouvernement russe et le gouvernement américain pour l'élimination du plutonium de qualité militaire.

Au début des années 90, M. Bychkov a lancé les recherches sur l'introduction d'actinides mineurs dans les cycles du combustible fermés comprenant des réacteurs rapides. C'est au cours de ces recherches qu'ont été menées des études complexes de la chimie du neptunium et de l'américium dans les chlorures fondus qui ont ouvert la voie au développement de la technologie du recyclage des actinides mineurs.

M. Bychkov a participé aux autres projets entrepris récemment par le RIAR dans le cadre des recherches sur les procédés non aqueux : production de molybdène-99, recyclage du bore-10 et mise au point de matrices d'immobilisation des déchets du procédé pyrochimique.

M. Bychkov travaille en collaboration avec des établissements de recherches nucléaires japonais, coréens et français entre autres. Il assure également des consultations auprès de l'AIEA, de l'AEN/OCDE et pour les projets de Minatom concernant les cycles du combustible avancés ou l'élimination des matières nucléaires de qualité militaire.

Pierre D'HONDT (Coprésident)

M. Pierre J. D'hondt obtient en 1974 son diplôme de physique à l'Université de Gand où il effectue ensuite des recherches en physique nucléaire. Il passe son doctorat en 1981 à la même université.

Depuis 1984, M. Pierre J. D'hondt est employé par le Centre d'études de l'énergie nucléaire (SCK•CEN) où il occupe d'abord le poste de chercheur puis de Chef du département de Physique des réacteurs, pour devenir en 1992 responsable de l'Unité de recherche sur le combustible. Il est aujourd'hui Directeur de la Division de la sûreté des réacteurs.

Parallèlement à ses responsabilités professionnelles, M. D'hondt assure diverses fonctions au sein des comités et groupes experts de l'OCDE/AEN à savoir la vice-présidence du Comité des sciences nucléaires, la présidence du Groupe exécutif du Comité des sciences nucléaires, la présidence du Groupe de travail du CSN sur l'incinération du plutonium en réacteur ainsi que la présidence du Groupe d'experts sur les besoins d'installation de R-D en sciences nucléaires.

M. D'hondt préside également depuis 1994 le Groupe de travail européen sur la dosimétrie des réacteurs (EWGRD) dont il était depuis 1984 un membre actif.

Il a coordonné le réseau thématique ADOPT (Advanced Options for Partitioning and Transmutation) du 5^{ème} Programme-cadre de la Communauté européenne

Phillip FINCK

M. Phillip J. Finck, Directeur adjoint, Sciences appliquées, technologie et sécurité nationale, de l'Argonne National Laboratory. Obtient un doctorat en

ingénierie nucléaire au MIT en 1982 et un MBA à l'Université de Chicago en 2001. Travaille comme ingénieur mécanicien à NOVATOME, en France, de 1983 à 1986 notamment sur la sûreté et la conception des réacteurs rapides, dont Superphénix. En 1986, entre à l'Argonne National Laboratory où il participe à la mise au point des méthodes neutroniques pour le concept d'Integral Fast Reactor puis pour le New Production Reactor. En 1991, il pilote les analyses neutroniques du réacteur EBR-II à l'Argonne National Laboratory-EAST. En 1993, il rejoint le Commissariat à l'énergie atomique, en France, où il dirige le Laboratoire de physique des réacteurs du Centre de Cadarache, où ses activités recouvrent la physique des REO et des réacteurs à métal liquide, la sûreté-criticité, la physique du cycle du combustible et les données nucléaires. En 1995, il est élu à la Présidence du projet européen sur les données nucléaires JEF. M. Finck reintègre l'ANL en 1997 au poste de Directeur associé de la Division du développement technologique. Il mène des activités entreprises par l'ANL dans le cadre du programme sur les applications avancées des accélérateurs et à ce titre contribue à réorienter le programme vers la transmutation en réacteur. En 2003, il est nommé au poste de Directeur adjoint de la Division des recherches appliquées où il est chargé de la coordination de toutes les activités de l'ANL liées à l'exploitation de l'énergie nucléaire, dont les programmes AFCI et Gen IV, ainsi que du lancement de nouvelles initiatives. Depuis 2004, il est Directeur adjoint, Sciences appliquées, technologie et sécurité nationale. À ce poste, il assure la coordination de tous les travaux de l'ANL concernant l'énergie.

M. Finck est membre de l'American Nuclear Society.

Jean-Paul GLATZ

Jean-Paul Glatz est chercheur à l'Institut des transuraniens du Centre commun de recherche de la Direction de la recherche de la Commission européenne où, depuis 1981, il travaille au Département de chimie nucléaire sur la séparation des actinides mineurs du combustible du nucléaire usé et sur des projets relatifs à la corrosion des combustibles usés dans la perspective de leur entreposage de longue durée ou de leur stockage définitif.

En 1976, Jean-Paul Glatz a obtenu son diplôme en génie chimique et, en 1980, un doctorat de l'Institut de chimie analytique et radiochimie de l'Université de Sarrebruck.

En 1992, il a été nommé Chef d'unité responsable de la technologie des cellules chaudes du CCR de Karlsruhe où ont été réalisés les projets suivants :

- caractérisation des combustibles usés pour leur stockage direct ;

- séparation des actinides dans le cadre d'un programme international sur la séparation et la transmutation (collaboration avec l'Université de Pékin, Chine, JAERI au Japon et le CEA, en France) ;
- des études sur la dissolution des combustibles nucléaires à haut taux de combustion (travail sous contrat pour le CRIEPI, au Japon) ;
- participation au programme expérimental PHEBUS PF (simulation sur réacteur nucléaire) ;
- préparation de matériaux de cibles à base de ^{248}Cm pour la production de ^{106}Sg chez GSI à Darmstadt.

En 1996, il a pris les fonctions de Directeur adjoint de l'Unité de chimie nucléaire responsable des programmes de recherche qui suivent :

- recherche-développement sur les garanties ;
- métrologie et assurance de la qualité pour le soutien à l'AIEA (Vienne) accordé par la direction "Contrôle de sécurité d'Euratom" ;
- mesure de la radioactivité dans l'environnement.

Depuis 1998, Jean-Paul Glatz dirige, à l'Institut des transuraniens, l'Unité Technologie des cellules chaudes, à qui incombent tous les examens post-irradiation de combustibles irradiés et d'autres substances hautement radioactives. Les principaux projets de cette unité sont liés à :

- la sûreté des combustibles nucléaires ;
- la caractérisation du combustible utilisé en vue de son entreposage ;
- la séparation et la transmutation.

Rudy KONINGS

M. Rudy Konings est chercheur à l'Institut des transuraniens du Centre commun de recherche de la Commission européenne où il travaille depuis 1999 sur divers aspects du combustible nucléaire et des matrices de déchets nucléaires. De 2003 à 2005, il était responsable du programme de séparation et de transmutation de l'ITU et il a pris la direction de l'Unité de recherche sur les matériaux au début de 2006. M. Rudy Konings est diplômé en géochimie de l'Université d'Utrecht (Pays-Bas) depuis 1985, après quoi il est entré à l'Energieonderzoek Centrum Nederland (ECN) où il a fini de rédiger sa thèse sur la thermochimie des produits de fission (Université d'Amsterdam, 1990). Il a effectué depuis diverses recherches sur les matériaux liées au cycle du combustible nucléaire et, en 1998, a été nommé à la tête de l'Unité des combustibles, actinides et isotopes de NRG.

James LAIDLER (Coprésident)

M. James Laidler est Conseiller technique en chef à la Division de génie chimique de l'Argonne National Laboratory, aux États-Unis. Il est entré à l'Argonne National Laboratory en 1988 où il a occupé différents postes de direction, dont le poste de directeur de la Division de génie chimique de 1994 à 1999. Il est actuellement Directeur technique national chargé du développement des technologies de séparation dans le cadre de l'initiative du ministère de l'Énergie concernant les cycles du combustible avancés (AFCI). A ce titre il est chargé d'orienter les travaux des universités et laboratoires nationaux destinés à mettre au point des méthodes avancées de séparation chimique du combustible usé. Avant d'être recruté par l'Argonne National Laboratory, il avait pendant 30 ans, occupé divers postes sur le site de Hanford du ministère de l'Énergie, s'occupant notamment de la métallurgie du plutonium, du retraitement du combustible irradié, de l'étude des effets des rayonnements dans les métaux et alliages, de la mise au point de combustibles et de matériaux pour réacteurs rapides et des améliorations de la sûreté d'un réacteur de puissance au plutonium. Il a obtenu en 1958 un diplôme en électromécanique de la Colorado School of Mines, puis en 1964 une maîtrise scientifique de l'Université de Washington et, en 1968, un doctorat en sciences de l'Université de Virginie. Il est membre de l'American Nuclear Society et a reçu le prix Mishima de cette société. Il s'est vu également décerner le prix Charles Eichner de la Société française de métallurgie et de matériaux pour avoir contribué au développement des combustibles et matériaux de réacteurs rapides. Il a également participé à divers groupes d'experts de l'Agence pour l'énergie nucléaire de l'OCDE.

Kazuo MINATO

M. Kazuo Minato dirige la Division Génie des matériaux et combustibles de l'Agence japonaise de l'énergie atomique (JAEA), où il est responsable de la recherche et du développement des combustibles à base d'actinides mineurs ainsi que des procédés de séparation par voie aqueuse et pyrochimique pour le retraitement des combustibles usés. Il est diplômé en génie nucléaire de l'Université de Tokyo depuis 1979 et a obtenu son doctorat en génie nucléaire à l'université de Tokyo en 1991. En 1979, il a été recruté par le Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) où il a effectué des travaux de recherche et de développement sur les combustibles et technologies du cycle du combustible. Il a mis au point des technologies de fabrication et de caractérisation des combustibles à particules enrobées pour les réacteurs à gaz à haute température, ainsi qu'une technique d'analyse du comportement sous irradiation, notamment du comportement des produits de fission de combustibles à particules enrobées. De 1989 à 1991, il a participé au programme de recherche du Kernforschungszentrum de Karlsruhe sur le comportement du combustible lors d'accidents de

fusion du cœur dans des réacteurs à eau ordinaire. La séparation et la transmutation des actinides mineurs et des produits de fission à vie longue sont au programme de ses recherches actuelles, qui recouvrent la fabrication, la mesure des propriétés, des essais d'irradiation et de traitement pyrochimique sur des combustibles à base d'actinides mineurs ainsi que la fabrication et la mesure des propriétés des cibles à base de Tc et d'I. M. Kazuo Minato est actuellement membre de la délégation japonaise au Groupe de travail du CSN de l'AEN sur les aspects scientifiques du cycle du combustible et il participe à ses sous-groupes de travail. Il assure des consultations auprès de l'AIEA pour la mise au point d'une base de données sur les actinides mineurs utilisés dans les cycles du combustible nucléaire avancés ainsi que pour le traitement et les propriétés des combustibles et cibles à base d'actinides mineurs destinés à la transmutation dans des réacteurs de fission.

Toru OGAWA

M. Toru Ogawa est Directeur général adjoint de la Direction des sciences et technologies nucléaires de l'Agence japonaise de l'énergie atomique (JAEA). Cette société est née le 1er octobre 2005 de la fusion de JAERI (Japan Atomic Energy Research Institute) et de JNC (Japan Nuclear Cycle Development Institute). M. Ogawa travaille chez JAERI depuis 1975, principalement sur l'ingénierie des combustibles et d'autres aspects de la recherche fondamentale dans ce domaine. Il a notamment contribué à la mise au point des combustibles avancés à particules enrobées destinés aux réacteurs à gaz à très haute température ainsi qu'à l'étude de concepts de cycles du combustible pour les systèmes dédiés de transmutation des actinides.

M. Ogawa est titulaire d'une maîtrise en technologie nucléaire de l'université de Tohoku et est entré chez JAERI en 1975. Après un semestre de formation au démantèlement dans une installation au plutonium de l'établissement de recherche de Tokai, il a commencé des travaux de R-D sur le combustible pour réacteurs à gaz à haute température. Il était notamment chargé du développement du combustible à particules enrobées de ZrC, qui est aujourd'hui considéré comme le grand concurrent des combustibles particules enrobées Triso utilisés dans les réacteurs à haute température de quatrième génération. En 1983, il a soutenu sa thèse sur un procédé de fabrication et sur l'examen hors pile du combustible à particules enrobées de ZrC à l'Université d'Osaka. Après un séjour au laboratoire nucléaire de Chalk River au Canada où il a étudié, en 1985-1986, les mécanismes fondamentaux de diffusion des produits de fission gazeux et de l'iode dans les combustibles oxyde, il a pris la responsabilité d'étudier la faisabilité du recyclage des actinides dans des systèmes de transmutation dédiés au sein d'une équipe de recherche de JAERI se consacrant aux réacteurs innovants. Cette étude représentait un volet modeste

du programme japonais de recherche OMEGA entrepris par la Commission de l'énergie atomique japonaise, qui a été lancé en octobre 1988 et a marqué le début de la deuxième ère des recherches internationales sur la séparation et la transmutation. Les travaux de M. Ogawa ont eux-mêmes débouché sur des études fondamentales de la chimie à haute température des éléments transuraniens, notamment sur la constitution de leurs alliages et nitrures.

Il a rédigé produit un rapport de l'OCDE/AEN intitulé *Fuels and Materials for Transmutation* (2005), établi dans le cadre de l'activité du Groupe de travail sur les aspects scientifiques de la séparation et de la transmutation.

Kemal PASAMEHMETOGLU

M. Kemal Pasamehmetoglu est Directeur technique national chargé du développement des combustibles dans le cadre des programmes AFCI et GEN IV. Ses activités recouvrent le développement, la fabrication, la caractérisation et les essais de divers types de combustibles : combustibles à mélange d'oxydes chargés en éléments transuraniens, combustibles sur matrices inertes et combustibles TRISO pour réacteurs thermiques, combustibles céramiques, métalliques et composites avancés chargés en éléments transuraniens pour les systèmes à spectres rapides. Auparavant, et également dans le cadre du programme AFCI et des programmes précédents (AAA et ATW), il était directeur de projet chargé des aspects scientifiques de la transmutation et s'occupait des besoins de recherche-développement sur les transmuteurs. Il a intégré le LANL comme post-docteur en 1986 et travaille depuis sur des projets liés à la conception et à l'analyse de systèmes nucléaires. Avant d'être associé au programme ATW, M. Pasamehmetoglu a contribué au développement du Transient Reactor Analysis Code (code TRAC) et notamment à la modélisation phénoménologique des transitoires rapides et aux études de sûreté entreprises en prévision du redémarrage du réacteur K. Il a, par ailleurs, dirigé les travaux du LANL sur la réduction des gaz inflammables dans les fûts de stockage de déchets de haute activité sur le site de Hanford, dans l'État de Washington. Plus récemment, M. Pasamehmetoglu a dirigé une équipe chargée de la conception thermohydraulique et des études de sûreté d'une source de neutrons en tungstène conçue pour le projet APT. Il est l'auteur de centaines de communications techniques, est titulaire d'une licence d'ingénierie de l'Université Bogazici d'Istanbul (Turquie), d'une maîtrise et d'un doctorat en génie mécanique de l'University of Central Florida. Il a bénéficié pour sa thèse d'un financement de la Nuclear Regulatory Commission (NRC) des États-Unis.

Peter WYDLER

M. Peter Wydler a obtenu en 1961 son diplôme de physique à l'Eidgenössische Technische Hochschule Zürich (ETHZ). De 1961 à 2000, il était employé par l'Institut Paul Scherrer (IPS), à Villigen, anciennement l'Institut fédéral de recherches en matière de réacteurs (IFR), de Würenlingen. Depuis 2000, il est consultant à son compte.

De 1961 à 1966, Peter Wydler a travaillé à la mise au point des techniques de mesures neutroniques à temps de vol et a réalisé des mesures de spectres et de sections efficaces neutroniques dans le réacteur DIORIT à l'IFR, sur l'accélérateur linéaire d'électrons de Harwell et le réacteur LIDO, également à Harwell. Les travaux expérimentaux et théoriques qu'il a effectués en 1968 à l'Atomic Energy Research Establishment de Harwell ont fait l'objet d'une thèse de doctorat qui lui a valu une médaille d'argent de l'ETHZ. L'année suivante, Peter Wydler est venu se joindre à l'équipe de chercheurs en physique des réacteurs qui travaillait sur le réacteur PROTEUS à puissance nulle de l'IFR. Il y était responsable du développement des codes neutroniques, de la planification et de l'interprétation des expériences intégrales pour la validation des données nucléaires et des méthodes de calcul et de la mise au point de techniques de mesure du spectre neutronique, dont de développement de logiciels d'acquisition et d'analyse des données en ligne. Dans le cadre de l'évaluation internationale du cycle du combustible nucléaire (INFCE) de l'AIEA, il a réalisé des études neutroniques de cycles du combustible dans des réacteurs rapides.

De 1980 à 1993, Peter Wydler était directeur, tout d'abord, du Projet de réacteur rapide, puis de la Division de la physique des réacteurs et des méthodes numériques à l'IPS. Dans le cadre de ces fonctions, il était responsable des activités analytiques expérimentales dans les domaines de la physique des réacteurs et de la sûreté des réacteurs rapides ainsi que des études de transmutation et des études des systèmes hybrides. À partir de 1993, il a occupé le poste de délégué à la sûreté des installations nucléaires du Département de recherche sur l'énergie et la sûreté nucléaires de l'IPS et, à ce titre, a coordonné les activités scientifiques du département.

M. Wydler collabore de longue date aux travaux de l'OCDE/AEN. De 1979 à 2000, il était le représentant de la Suisse, tout d'abord au Comité AEN de la physique des réacteurs puis au Comité des sciences nucléaires et à son Groupe exécutif en charge de la Banque de données. En tant que dernier président du Comité AEN de la physique des réacteurs, il est l'un des auteurs de la transformation des anciens comités scientifiques en Comité des sciences nucléaires. À partir de 1989, il était l'agent de liaison suisse de programmes

d'échange d'informations de l'AEN sur la séparation et la transmutation des actinides et des produits de fission et, de 1999 à 2002, il a présidé le Groupe d'experts de l'AEN/NDC sur la comparaison des systèmes hybrides et réacteurs rapides dans les cycles du combustible avancés.

Secrétariat de l'OCDE/AEN

Stan GORDELIER

M. Stan Gordelier est le chef de la Division du développement de l'énergie nucléaire de l'Agence de l'énergie nucléaire de l'Organisation de coopération et de développement économiques. À ce titre, il dirige une équipe de spécialistes chargée de fournir aux pays membres des études stratégiques et économiques sur l'énergie nucléaire et son cycle du combustible. Il a obtenu sa licence de génie mécanique à l'Université du Sussex, au Royaume-Uni, en 1969 et est membre de l'Institute of Mechanical Engineers et de l'Institute of Nuclear Engineers. À la sortie de l'université, M. Gordelier a commencé sa carrière professionnelle au sein d'un département de R-D nucléaire dans l'industrie électrique au Royaume-Uni. Il a ensuite occupé divers postes d'appui scientifique et technique à l'exploitation des centrales nucléaires au Royaume-Uni avant de diriger la Liabilities Management Division de l'entreprise Magnox Electric plc, où il était responsable de la gestion des déchets radioactifs, du démantèlement et de la gestion du combustible usé. Après un court passage chez British Nuclear Fuels Limited, il a accompli deux mandats de trois ans à la direction de l'Atomic Energy Authority du Royaume-Uni en tant que directeur des sites de Harwell, de Winfrith et de Windscale sites.

Claes NORDBORG

Depuis 1993, M. Claes Nordborg dirige la Section des sciences nucléaires de l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'Organisation de coopération et de développement économiques (OCDE). Cette section de l'AEN aide les pays membres à acquérir et à diffuser les savoirs scientifiques fondamentaux nécessaires pour exploiter de façon sûre et fiable les technologies nucléaires actuelles et futures. M. Nordborg est également chargé d'assurer la coordination des activités de la Section des sciences nucléaires et de la Banque de données de l'AEN, un centre de référence international pour tout ce qui concerne les outils nucléaires fondamentaux comme les codes de calcul, les données nucléaires et les données thermodynamiques chimiques.

M. Nordborg a obtenu en 1969 une maîtrise de mathématiques et de physique de l'Université de Lund en Suède, puis un diplôme d'ingénieur physicien de l'Université d'Uppsala, en Suède, avant de préparer sa thèse en

physique neutronique à la même université, avec le soutien de l'Institut national de recherche suédois pour la défense. En 1979, où il rejoint l'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire, à Paris, où son premier poste consiste essentiellement à coordonner les mesures et évaluations internationales de données nucléaires.

Consultant

Peter THOMPSON

M. Peter Thompson est diplômé en chimie de l'Université d'Oxford où il a passé sa thèse en 1970. Il a été ensuite recruté par l'UKAEA à Dounreay où il est devenu spécialiste de l'extraction liquide-liquide, des transferts de masse et de la mise au point de procédés de retraitement chimique. Il a ainsi travaillé sur le procédé de récupération de l'uranium enrichi à Dounreay, une voie de retraitement du combustible du PFR, puis la voie de retraitement du combustible des réacteurs rapides commerciaux de Grande-Bretagne et sur le projet d'European Development Reprocessing Plant. Ces travaux ont débouché sur une évaluation technique complète et des études de faisabilité de la fabrication et du traitement des combustibles au sein de l'UKAEA ainsi que sur la définition et l'exécution de nouveaux projets techniques. En 1993, il a été élu membre de l'Institution of Chemical Engineers.

Au moment où le site de Dounreay allait être démantelé, il s'est vu confier la responsabilité de certains aspects de la stratégie de démantèlement puis est devenu directeur des relations internationales d'UKAEA.

M. Thompson, qui a quitté l'UKAEA en 2005, dirige désormais sa propre société de consultants.

GLOSSAIRE

ADS	Système piloté par accélérateur appelé couramment système hybride. C'est un réacteur nucléaire fonctionnant en configuration sous-critique, dans lequel une partie des neutrons nécessaires à la réaction en chaîne est fournie par bombardement d'une source en métal lourd par un faisceau de protons accélérés.
AM	Actinides Mineurs (Np, Am, Cm).
AMSTER	Concept de réacteur critique à sel fondu et modérateur de graphite à rechargement continu. Incinère des éléments transuraniens sur un support d'uranium-238 ou de thorium-232 légèrement enrichi, si nécessaire, en uranium-235.
Andra	Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs.
ANSALDO	Réacteur à gaz de 80 MW proposé par Framatome-ANP pour un ADS
APA	Assemblage Plutonium Avancé. Futur assemblage de REP, formé de crayons contenant de l'oxyde d'uranium et de crayons contenant de l'oxyde de plutonium (pas du MOX) et destiné à améliorer la combustion du plutonium. L'augmentation de la section des canaux de réfrigérant exige d'importantes modifications de la conception des assemblages combustibles.
APPOLO	Logiciel de simulation neutronique développé par le CEA pour les réacteurs à spectre de neutrons thermiques.
ATALANTE	Atelier alpha et laboratoires pour analyses, transuraniens et études de retraitement – ensemble de laboratoires du CEA équipés de chaînes de cellules blindées, implanté au centre de Marcoule et dédié aux études sur le traitement des combustibles usés et le conditionnement des déchets de haute activité.

BTP	Bis-Triazinyl-Pyridines – famille d’extractants adaptés à la séparation de l’américium et du curium des lanthanides.
CBP	Chaîne blindée procédé – ensemble de cellules blindées faisant partie de l’installation Atalante du CEA à Marcoule dans lesquelles on peut réaliser des expérimentations de procédés sur des matières radioactives et tester des procédés de traitement des combustibles usés sur d’importantes quantités (jusqu’à 80 kg) de matières.
CEA	Commissariat à l’énergie atomique – le CEA est un établissement public de recherche et développement, principalement dans le domaine nucléaire.
CNRS	Centre national de la recherche scientifique.
COGEMA	Compagnie générale des matières nucléaires, filiale d’Areva.
CORAIL	Assemblage combustible composite constitué de crayons MOX et UOX et destiné aux REP.
DIAMEX	DIAMide EXtraction – procédé d’extraction liquide-liquide utiliser pour séparer les produits de fission d’un mélange de lanthanides et des actinides mineurs.
DMDOHEMA	N,N-Dimethyl N,N-DiOctyl HexylEthoxyMalonAmide (diméthyl-di-octyl-hexyléthoxy malonamide) – Molécule utilisée pour extraire l’américium, le curium et les lanthanides du raffinat de PUREX.
CE	Commission européenne.
EDF	Électricité de France. La principale entreprise française d’électricité responsable de l’exploitation des réacteurs de puissance commerciaux (parc de REP).
EIE	Équipe internationale d’experts sous l’égide de l’OCDE/AEN.
EFIT	European Facility for Industrial Transmutation – conception d’ADS industriel destiné à la transmutation.
EFR	European Fast Reator.
EFTTRA	European Feasibility of Target for TRAnsmutation – groupe européen composé du CEA, d’EDF, de FZK, de l’ITU, du HFR et de NRG pour étudier et développer les cibles de transmutation.

EPR	European Pressurized Water Reactor - concept de réacteur à eau sous pression (REP) de nouvelle génération, en cours de développement par Framatome-ANP (groupe Areva) et des compagnies d'électricité. Il intègre de nombreuses améliorations en matière de sûreté, d'utilisation des combustibles et d'économie d'exploitation.
ERANOS	Logiciel de simulation neutronique développé par le CEA pour les réacteurs à spectres de neutrons rapides.
EUROPART	Projet européen du sixième programme-cadre de recherche, consacré à l'étude de la séparation des actinides mineurs.
EUROTRANS	EUROpean Research Programme for the TRANSmutation of High-level Nuclear Waste in an Accelerator Driven System – projet européen du sixième programme-cadre de recherche, consacré à l'étude des ADS.
GENEPI	Générateur de neutrons pulsés intense – Source de neutrons pulsés de forte intensité construite par le CNRS/ISN de Grenoble, utilisée pour accélérer un faisceau de deutérons de 250 keV bombardant une cible au deutérium ou au tritium et qui produit par des réactions de fusion des sources de neutrons bien caractérisés.
HEDTA	Acide Hydroxy-2-Ethylène Diamine TriAcétique (acide hydroxyéthylène-diamine-triacétique) – réactif utilisé pour l'extraction des produits de fission des solutions d'américium, de curium et de lanthanides.
HFR	Réacteur expérimental européen à haut flux de neutrons, situé à Petten (Pays-Bas).
ITU	Institut des TransUraniens, Karlsruhe.
JEF2	Bibliothèque de données de sections efficaces d'interactions. neutrons/gamma d'énergie continue.
LINAC	Accélérateur linéaire supraconducteur.
Masurca	Réacteur expérimental du CEA à Cadarache, fonctionnant à puissance presque nulle.
MEGAPIE	Expérience internationale qui doit être effectuée dans la source de neutrons de spallation SINQ de l'Institut Paul Scherrer afin de démontrer la sûreté de fonctionnement d'une cible métallique liquide sous un faisceau de protons d'environ 1 MW.

Melox	Nom de l'usine de Cogema de fabrication des combustibles nucléaires MOX utilisant un mélange d'oxydes d'uranium et de plutonium ; elle est installée au centre de Marcoule.
MIX	Combustible MOX contenant de l'uranium enrichi.
MONJU	Réacteur rapide prototype d'une puissance nominale de 280 MWe. Situé dans la préfecture de Fukui, il est pour le moment à l'arrêt, mais son redémarrage est prévu.
MOX	Mixed OXides – mélange d'oxydes d'uranium (naturel ou appauvri) et de plutonium.
MOX-UE	MOX contenant de l'uranium enrichi ayant une teneur en plutonium avoisinant 9 %.
MUSE	Multiplication avec Source Externe – Programme démarré en 1995 et conçu pour valider la physique de la partie sous-critique d'un ADS.
MWe	Mégawatt électrique – puissance électrique égale à 1 million de watts.
MWth	Mégawatt thermique – puissance thermique égale à 1 million de watts.
Myrrha	Multi-purpose Hybrid Research Reactor for High-Tech Applications – Projet de recherche de SCKCEN, à Mol, consacré à la mise au point des ADS. Consiste en un accélérateur de protons produisant un faisceau de protons de 5 mA et 35 MeV bombardant une cible de Pb-Bi liquide couplée à un cœur de réacteur rapide sous critique refroidi au Pb-Bi. Doit entrer en service en 2014-2015.
NEWPART	Programme européen de développement de procédés de séparation par extraction liquide-liquide des actinides mineurs, essentiellement l'américium et le curium, contenus dans la solution hautement radioactive produite lors du retraitement du combustible nucléaire usé par le procédé PUREX.
OCDE/AEN	Agence pour l'énergie nucléaire de l'Organisation de coopération et de développement économiques (OCDE).
PARTNEW	Suite du programme NEWPART – Nouveau programme européen destiné à mettre au point des procédés d'extraction liquide-liquide à plusieurs cycles pour séparer l'américium et le curium des raffinats acides et des concentrats.

PDS-XADS	Projet européen financé par Euratom destiné à la conception préliminaire d'un ADS expérimental.
Phénix	Réacteur à neutrons rapides situé au centre du CEA à Marcoule – Autorisé à fonctionner jusqu'en 2009 seulement.
PUREX	Plutonium Uranium Refining by EXtraction – Procédé d'extracton liquide-liquide pour la séparation de l'uranium et du plutonium du combustible usé.
PYROPEP	Programme intégré de R-D financé par la Commission européenne. Axé sur les méthodes fondamentales de traitement pyrochimique, il est coordonné par le CEA, qui travaille avec six partenaires directs et quatre partenaires associés.
REO	Réacteur à eau ordinaire.
REP	Réacteur à eau pressurisé.
RNR	Réacteur à neutrons rapides.
SANEX	Séparation des actinides par extraction ou Selective ActiNides Extraction – procédé de séparation des actinides et des lanthanides.
SCK•CEN	Studiecentrum voor Kernenergie – Centre d'étude de l'énergie nucléaire – centre belge de recherches nucléaire.
SGN	Entreprise spécialiste de l'ingénierie nucléaire, filiale de Cogema au sein du groupe AREVA.
SUPERFACT	Le programme SUPERFACT mené dans le réacteur Phénix a permis de confirmer la faisabilité de la transmutation du neptunium dans des combustibles homogènes.
TASSE	Thorium-based Accelerator-driven System with Simplified fuel cycle for long-term Energy production – Système piloté par accélérateur à base de thorium avec cycle du combustible simplifié pour la production d'énergie à long terme. Un cœur à sels fondus est proposé.
THERMET	Expériences d'irradiation destinées à sélectionner des matrice inertes pour les combustibles à base d'actinides. Ces expériences ont eu lieu dans le réacteur Siloé à Grenoble.
TRABANT 1	TRAnsmutation and Burning of ActiNides in Triox carrier – Expériences d'irradiation de crayons combustibles fortement chargés en actinides dans le High Flux Reactor.

TWh	Térawatt-heure – unité d'énergie consommée égale à 1 million de millions de wattheures. Un watt-heure représente une puissance d'un watt consommée en une heure – Équivaut à 3 600 joules.
UOX	Combustible constitué d'oxyde d'uranium au niveau d'enrichissement voulu.
UP1	Usine d'extraction du plutonium – Usine de retraitement construite à Marcoule pour retraiter les combustibles des réacteurs G1, G2, et G3. A été fermée en 1997.
XT-ADS	Démonstration expérimentale de la transmutation dans un ADS.

LES ÉDITIONS DE L'OCDE, 2, rue André-Pascal, 75775 PARIS CEDEX 16
IMPRIME EN FRANCE