

COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

*RELATIVE AUX RECHERCHES SUR LA GESTION  
DES DECHETS RADIOACTIFS*

*Instituée par l'article L 542 du Code de l'environnement  
issu de la loi n° 91-1381 du 30 décembre 1991*

RAPPORT  
D'ÉVALUATION N° 8

\*~\*~\*~\*~\*~\*~\*~\*~\*~\*~\*~\*~\*~\*~\*~\*

# ***Sommaire***

	<b>Pages</b>
<b>CONCLUSIONS ET PERSPECTIVES</b> .....	V
<b>Chapitre 1 - Les activités de la Commission</b> .....	1
1.1. Les activités de la Commission durant la période 2001-2002 .....	1
1.1.1. Les auditions scientifiques et les réunions de la Commission .....	1
1.1.2. Les comptes rendus des auditions de la Commission .....	2
<b>Chapitre 2 - Les orientations stratégiques et les recherches</b> .....	3
2.1. Orientation générale du nucléaire en France et dans le monde .....	3
2.2. Orientation générale des recherches en France .....	5
2.3. Document « stratégie et programmes des recherches 2002-2006 » .....	5
2.4. Axe 1 .....	6
2.4.1. Généralités .....	6
2.4.2. Aspects physico-chimiques de l'axe 1 .....	6
2.4.3. Transmutation .....	8
2.5. Axe 2 .....	9
2.5.1. Généralités .....	9
2.5.2. Laboratoire de Bure .....	10
2.5.3. Modélisation et simulation numérique .....	11
2.5.4. Coopération et actions internationales .....	11
2.6. Axe 3 .....	12
2.6.1. Généralités .....	12
2.6.2. Le colis .....	12
2.6.3. Les entreposages .....	13
2.6.4. Coordination des études de l'entreposage de longue durée et du stockage .....	13
2.7. Problèmes sanitaires posés par les déchets HAVL .....	14
<b>Chapitre 3 - Modélisation et simulation numérique</b> .....	15

3.1. La simulation	15
3.2. La simulation en 2002	16
3.3. Le dossier 2001 - Argile	17
3.4. Les outils futurs de l'Andra	17
3.5. La situation en France	18
3.6. Recommandations	18

## **Chapitre 4 - Les recherches sur la séparation poussée et la transmutation - Axe 1 de la loi de 1991** . . . . . 21

4.1. Séparation poussée	21
4.1.1. Faisabilités scientifiques	21
4.1.2. Autres recherches	23
4.1.3. Faisabilités techniques	25
4.1.4. Objectifs	26
4.1.5. Conclusion générale sur la séparation poussée	27
4.2. Combustibles et cibles pour transmutation	27
4.2.1. Recherches sur les cibles d'irradiation	27
4.2.2. Recherches sur des matériaux pour cibles d'irradiation	28
4.2.3. Conclusion	29
4.3. La transmutation, les systèmes hybrides et les réacteurs du futur	29
4.3.1. Documentation et faits marquants	29
4.3.2. Le projet européen de démonstrateur et les recherches de base associées	30
4.3.3. La préparation du 6 <sup>ème</sup> PCRD	31
4.3.4. L'état actuel du projet AAA du DOE aux États-Unis	32
4.3.5. Les études de scénarios utilisant les technologies actuelles	32
4.3.6. Les scénarios de gestion du plutonium dans les réacteurs à eau	33
4.3.7. La stratégie du CEA concernant les réacteurs du futur : les réacteurs refroidis au gaz	34
4.3.8. Les études menées au CNRS sur les réacteurs du futur : le thorium et les réacteurs à sels fondus	35

## **Chapitre 5 - Les recherches sur l'axe 2 de la loi de 1991** . . . . . 37

5.1. Dossier 2001 Argile	37
5.1.1. Référentiel géologique	38
5.1.2. Rapports de modélisation hydrogéologique	40
5.1.3. Commentaires sur le référentiel géologique et les rapports de modélisation hydrogéologique	40
5.1.4. Matériaux pour le stockage	46
5.1.5. Concepts de stockage	48

5.2. Bilan des études et travaux 2000 .....	49
5.3. Réalisation du laboratoire souterrain .....	51
<b>Chapitre 6 - Les recherches sur le conditionnement des déchets et sur l'entreposage de longue durée des déchets et du combustible usés - Axe 3 de la loi de 1991 .....</b>	<b>53</b>
6.1. Nouvelles matrices de conditionnement pour éléments séparés .....	53
6.1.1. Faisabilité scientifique .....	54
6.1.2. Quasi-faisabilité scientifique .....	56
6.1.3. Rapport remis à la Commission .....	57
6.1.4. Conclusion sur la faisabilité scientifique .....	58
6.1.5. Autres recherches sur les matrices .....	59
6.1.6. Faisabilité technique .....	60
6.1.7. Conclusion générale .....	60
6.2. Colis de déchets, conteneurs et interface entre ELD et stockage .....	61
6.2.1. Déchets MAVL (déchets B) .....	62
6.2.2. Déchets HAVL (déchets C) .....	64
6.2.3. Combustibles usés .....	64
6.3. Entreposage de longue durée (ELD) .....	66
6.3.1. Entreposage des déchets MAVL .....	66
6.3.2. Entreposage des déchets HAVL .....	66
6.3.3. Entreposage des combustibles usés .....	67
6.4. Conclusion générale .....	68
<b>Chapitre 7 - L'état des recherches et des réalisations effectuées à l'étranger .....</b>	<b>69</b>

# *Annexes*

	<b>Pages</b>
Annexe 1 - Composition de la Commission Nationale d'Évaluation au 1 <sup>er</sup> juin 2002 .....	73
Annexe 2 - Schémas des procédés de séparation poussée étudiés par le CEA et présentés à la Commission en 2001-2002 .....	75
Annexe 3 - Formules chimiques possibles et retenues de composés minéraux considérés dans les études sur les matrices de conditionnement et les cibles d'irradiation .....	79
Annexe 4 - Compte rendu de la mission de la Commission Nationale d'Évaluation aux États-Unis du 10 au 21 octobre 2001 .....	83
Annexe 5 - Compte rendu de la mission de la Commission Nationale d'Évaluation en Espagne du 14 au 21 avril 2002 .....	89
Annexe 6 - Rapport d'une mission d'étude au Japon : la transmutation et le projet KEK-JAERI (26-30 novembre 2001) .....	95
Annexe 7 - 8 <sup>th</sup> International Conference on the chemistry and migration behavior of actinides and fission products in the Geosphere .....	99
Annexe 8 - Compte rendu du congrès GLOBAL 2001 .....	101
Annexe 9 - Failles et séismes dans la région de Bure : avis d'expert émis par l'Institut de Physique du Globe et conclusions de la Commission Nationale d'Évaluation .....	103
Glossaire .....	107

## *Conclusions et perspectives*

Les recherches menées suivant les trois axes de la loi de 1991, séparation et transmutation, stockage géologique profond, conditionnement et entreposage de longue durée, visent à proposer un ensemble de solutions utilisables en partie ou en totalité dans toute stratégie de gestion des déchets radioactifs de haute activité et à vie longue. Toutefois, la CNE rappelle que le stockage en formation géologique profonde de certains déchets sera, à son avis, nécessaire, quelle que soit la stratégie retenue.

L'évolution des recherches sur les trois axes de la loi a permis de renforcer les perspectives favorables, après de longues années d'incertitude, sur le troisième axe de la loi (conteneurs et entreposage). La Commission note que le second axe de la loi (laboratoires souterrains) et peut-être, à terme, le premier axe (transmutation) prennent un retard significatif. Les programmes expérimentaux appellent désormais la réalisation d'installations expérimentales lourdes. La réalisation de telles installations soulève des problèmes de sûreté et de radioprotection. Certains sont déjà pris en compte depuis longtemps par les autorités compétentes. D'autres seront nouveaux. La CNE n'en ayant pas la compétence, ils devront être étudiés par l'Autorité de sûreté et de radioprotection.

\*  
\* \*

Les travaux scientifiques sur les problèmes de séparation sont en bonne voie. La faisabilité technologique de la plupart des procédés de séparation devrait normalement être acquise en 2006. Toutefois la CNE recommande que des solutions de gestion des produits séparés soient étudiées avec les industriels, afin que des décisions sur les suites à donner puissent être prises par les pouvoirs publics. Un bilan des recher-

ches et des perspectives pourra être présenté fin 2006.

Les recherches sur la transmutation posent des problèmes plus complexes. Elles sont d'une grande importance car elles font partie intégrante des possibilités de réduction de l'inventaire radiologique des déchets à vie longue ouvertes par la loi de 1991. Elles constituent, tant pour les parlementaires que pour les citoyens, un élément important de l'accord intervenu à cette époque et des débats à venir. Elles sont liées à une vision du développement durable de la filière nucléaire de fission qui pourrait être plus facilement acceptée par la Société. La remise en cause de certaines de ces recherches serait de nature à amoindrir la crédibilité de l'effort d'ensemble.

En premier lieu, il reste des interrogations sur la disponibilité effective du réacteur à neutrons rapides PHENIX, indispensable pour mener les campagnes d'irradiation prévues dans le programme d'essai de transmutation.

En second lieu, les laboratoires du CNRS se sont largement mobilisés et associés avec le CEA et FRAMATOME pour que la France soit le promoteur actif d'une collaboration européenne sur la transmutation. En particulier, un réacteur sous-critique, assisté par un accélérateur de particules (ADS), semble un bon outil pour transmuter efficacement des actinides mineurs séparés des combustibles usés. La réalisation d'un démonstrateur d'ADS a été proposée en avril 2001 par le Technical Working Group (TWG) placé sous la présidence de C. Rubbia. Les projets MUSE et MEGAPIE menés au plan européen, représentent un effort significatif dans ce sens.

Cependant, la faible priorité accordée au domaine « fission nucléaire » au niveau euro-



péen fait que, même si la transmutation reçoit près de 30 % des crédits de ce domaine dans le 6<sup>ème</sup> PCRD, les montants alloués sont insuffisants et reculent les échéances du projet. L'idée de réaliser un tel démonstrateur dans le cadre d'une action mondiale rattachée au projet AAA des États-Unis –comme le propose le CEA– peut certes être défendue, mais on peut s'interroger sur le devenir de cette proposition, compte tenu des incertitudes de l'engagement américain.

La CNE recommande donc de maintenir le cap de l'approche européenne. La France devrait prendre une initiative forte pour soutenir l'activité des laboratoires qui se sont engagés et lancer l'étude détaillée d'un démonstrateur. À titre d'exemple, le programme IPHI d'accélérateur de protons, élément important de ce type de réacteur, et qui a été, voici peu d'années, à l'origine d'une remarquable première à Saclay, devrait faire l'objet d'un soutien accru dans la durée. La CNE s'interroge enfin sur le rôle du projet CEA-ENEA TRADE, ainsi que sur sa place dans la démarche européenne que la CNE a toujours soutenue.

Le bilan présenté en 2006 devra s'appuyer particulièrement sur les expériences menées dans PHENIX. Il devra intégrer les recherches menées au niveau européen, centrées sur un projet de démonstrateur de système hybride dédié à l'élimination des déchets.

\* \* \*

L'inventaire des colis à stocker est un problème commun à tout scénario de stockage. La CNE avait attiré l'attention sur l'urgence d'en disposer. Après l'étude sur la méthodologie de l'inventaire confiée au Président de l'ANDRA en 1999 et approuvée par la CNE en mai 2000, le Gouvernement a décidé de faire entreprendre l'inventaire en juin 2001. Le premier inventaire est attendu pour 2004.

Les recherches en laboratoire souterrain pour acquérir les connaissances nécessaires à un futur stockage en situation géologique, où qu'il soit situé, ont été retardées à plusieurs reprises de façon importante. Le second axe de la loi représente un enjeu social très important. Les recherches sur le stockage souterrain sont actuellement

très liées à l'avancement du laboratoire de Bure. L'état d'avancement du puits principal de l'ouvrage souterrain, actuellement arrêté à la suite du tragique accident du 15 mai 2002, et la vitesse journalière de creusement constatée ultérieurement donnent lieu à de grandes inquiétudes sur le calendrier des recherches. La durée nécessaire pour atteindre le niveau de la niche d'observation, la réalisation de celle-ci, et la reprise du fonçage du puits pour atteindre la cote du laboratoire laissent à penser que le fond du puits principal sera atteint au mieux vers la fin de l'année 2003.

Il faudra alors creuser en 2004 les premières galeries (dont la réalisation était initialement prévue à partir d'octobre 2002) pour y procéder aux expériences programmées. Dans ces conditions, environ deux années (2005 et 2006) resteraient disponibles pour opérer dans les galeries. On peut anticiper que les observations géologiques sur la présence et le rôle éventuel de failles ou de fractures pourraient être effectuées dans ce délai, ainsi que certaines observations et expériences relevant de la mécanique des roches (en particulier l'endommagement des formations par le creusement des ouvrages, les conditions de scellement, etc.). Par contre, les expériences concernant les transferts de fluides et la géochimie (écoulements, diffusion, migration dans les argiles, comportement des radionucléides dans les formations géologiques) ne pourront donner que des résultats préliminaires, demandant confirmation, à la fin de 2006.

Pour compenser, l'ANDRA pourrait prendre l'initiative d'essais plus consistants menés à partir de la niche du puits principal de Bure, si les conditions de sécurité permettent de le faire. Quelle stratégie complémentaire l'ANDRA pourrait-elle envisager de mettre en œuvre (par exemple : utiliser les techniques pétrolières les plus élaborées pour effectuer, à Bure, des mesures nouvelles de paramètres dans de nouveaux forages ; réaliser des travaux expérimentaux supplémentaires à Mont-Terri dont les argiles sont assez comparables à celles de Bure) ?

Par ailleurs, les modélisations hydrogéologiques préliminaires réalisées par l'ANDRA dans les aquifères du Dogger et de l'Oxfordien calcaire





encadrant les argilites montrent clairement l'insuffisance des données actuellement disponibles sur ces aquifères dans le secteur Meuse-Haute-Marne, particulièrement pour le Dogger qui n'est reconnu qu'en deux points. La CNE recommande donc la réalisation de plusieurs forages hydrogéologiques dans ce secteur, dans les meilleurs délais compatibles avec l'obtention des autorisations de travaux, et que soient réalisées des diagraphies de la meilleure qualité possible.

Une autre cause d'inquiétude concernant le second axe de la loi est l'absence actuelle d'un second laboratoire. Il faut avant tout se rappeler que, si la loi demande clairement un second laboratoire, elle n'impose ni la nature de la roche, ni la simultanéité des deux ouvrages. On pourrait donc desserrer les contraintes qui ne figurent pas dans la loi, et ne pas restreindre les possibilités d'implantation du second laboratoire aux seuls sites granitiques.

La modélisation numérique d'un stockage et du comportement des radionucléides, depuis le conteneur jusqu'à un éventuel retour à la biosphère, constitue un élément capital des recherches sur les stockages souterrains. Il fait donc l'objet d'un chapitre particulier du rapport de la CNE. La mise en équations des phénomènes complexes pris isolément est en bonne voie et d'un bon niveau ; par contre, l'outil d'intégration de ces éléments pour simuler le comportement d'un stockage fait actuellement défaut. Pour réunir les moyens nécessaires, l'ANDRA projette de mettre en place, en commun avec le CEA, la « plate-forme de simulation » ALLIANCES. Elle a aussi suscité la création du GdR MOMAS. Par ailleurs, ANDRA a présenté un premier exercice d'intégration simplifiée dans le cadre du dossier « ARGILE » 2001 ; les simplifications sont encore très nombreuses, et paraissent parfois arbitraires, les logiciels appropriés sont loin d'être prêts. Le principal logiciel utilisé par l'ANDRA (PORFLOW) ne prend pas en compte la géochimie de façon réaliste : comportement des espèces chimiques, équilibres chimiques entre les espèces transportées et les roches. Il devra être remédié à cette insuffisance. ANDRA doit tout à la fois se procurer des outils plus puissants, disponibles et utilisables dans

l'immédiat, et préparer l'avenir en intensifiant son effort sur ALLIANCES.

D'autre part, l'ANDRA n'a pas, à ce jour, présenté de résultats sur les scénarios d'évolution altérée ou accidentelle. La CNE a déjà indiqué que les moyens de modélisation et de simulation, et les compétences disponibles lui apparaissent encore insuffisants pour décrire un scénario d'évolution normale. À cet égard, l'hypothèse que rien ne s'échappera des conteneurs avant 10 000 ans dans le scénario d'évolution normale apparaît préliminaire. Le problème de l'assurance-qualité pour la fabrication des conteneurs reste à résoudre.

La CNE a bien noté que l'ANDRA a prévu d'étudier ultérieurement le cas du défaut initial des conteneurs. Ceci accroîtra certainement la crédibilité scientifique des évaluations de sûreté.

Le bilan des recherches prévu en 2006 sur le second axe de la loi devra s'appuyer sur les résultats obtenus à Bure dans le domaine de la tectonique (existence, importance et rôle de failles éventuelles), de l'endommagement des roches (qui sera, comme l'a montré l'ANDRA, un élément critique) et de l'ingénierie minière. Pour les déplacements de fluides et la migration des éléments, il devrait intégrer les réalisations obtenues au Mont-Terri et ceux de la modélisation numérique.

\* \*  
\* \* \*

La CNE a formulé, dans son rapport n° 7, des recommandations fortes sur le conditionnement et l'entreposage, objets du troisième axe de la loi. Elle considère que ces études relèvent d'une bonne ingénierie, pour laquelle délais et obligation de résultat sont de rigueur.

Les projets de conteneurs – en premier lieu pour les colis de déchets B et de combustibles usés – et l'engagement de présenter des démonstrateurs fonctionnels en 2002, et des conteneurs en vraie grandeur en 2004, résultent d'un accord CEA-EDF qui donne à ce calendrier un caractère crédible. Afin d'éviter les risques d'un éventuel reconditionnement, la CNE souhaite que la continuité entre entreposage et stockage



soit assurée a minima par des « colis primaires stockables ». Dans l'idéal, les « colis d'entreposage » devraient avoir des caractéristiques telles qu'ils puissent être agréés par l'ANDRA pour devenir des « colis de stockage ». Il serait nécessaire, pour cela, que l'ANDRA présente ses « spécifications de niveau 2 » et que des conclusions soient tirées en commun par CEA et ANDRA. Malgré ses demandes, la CNE n'a pas entendu d'exposé sur les conteneurs de colis de verres C pour le stockage.

Les entreposages de fait existent depuis longtemps. Le concept et la réalisation d'un entreposage de surface ou de subsurface répondant aux termes de la loi et aux connaissances actuelles relèvent, encore une fois, de la bonne ingénierie. Les engagements pris par le CEA de présenter dès 2002 un ou deux avant-projet(s) et d'assumer une obligation de résultat à temps pour offrir de véritables choix en 2006 devront faire l'objet de rendez-vous intermédiaires.

Les déchets B et le combustible usé en attente de longue durée sont les premiers objectifs de ces recherches. Bien que les déchets B soient par nature des déchets ultimes justiciables d'un stockage, il faudra probablement attendre plusieurs décennies la disponibilité d'un tel ouvrage, ce qui exige un entreposage approprié.

L'entreposage prolongé de combustibles usés non encore retraités vise un double objectif : nécessité technique de refroidissement et attente des choix énergétiques et environnementaux qui devront être faits en France. Dans le cas des combustibles usés MOX, la durée réaliste de l'entreposage serait de l'ordre du siècle, voire plus pour les combustibles de deuxième ou troisième génération, s'il devait en exister.

L'entreposage des déchets de retraitement vitrifiés de haute activité (déchets C) à La Hague paraît une solution éprouvée, bénéficiant sur le site d'une expérience industrielle et d'une surveillance facilitée. Si la durée d'attente d'un stockage réversible approprié impose un entreposage de longue durée, il faudrait étudier si ce dernier peut être développé sur place, en bénéficiant de l'expérience des installations réalisées à La Hague (E-EVSE) et aux Pays-Bas (HABOG).

Les critères de simplicité, manutention facile, sûreté des travailleurs et protection des ouvrages (intrusion humaine malveillante, chute d'avion de fort tonnage, effet moindre de la sismicité, etc.) sont de rigueur. En ce sens, la CNE renouvelle son intérêt pour les ouvrages de subsurface (à flanc de colline), ainsi que pour une éventuelle co-localisation d'un site d'entreposage et d'un site de stockage, qui minimiserait les transports et faciliterait la mise en œuvre de la réversibilité du stockage, si elle s'avère un jour nécessaire. La réalisation précoce d'une galerie d'entreposage de subsurface, avec des prototypes de conteneurs en place, fera progresser la maîtrise de l'ingénierie. De surcroît, si elle était située sur un site nucléaire approprié accessible au public, elle ferait grandement progresser la compréhension du problème par la population.

Le bilan des recherches prévu en 2006 sur le troisième axe de la loi devra présenter les résultats obtenus en matière d'ingénierie (conteneurs et ouvrages d'entreposage), ainsi que les perspectives d'entreposage de longue durée pour les déchets C et les combustibles usés, ou d'attente de disponibilité du stockage pour les déchets B.

La CNE a toujours examiné les travaux prévus par la loi de 1991 dans le cadre des normes de radioprotection élaborées par l'autorité compétente. Les auditions auxquelles elle a participé durant l'année n'ont pas fait allusion à des éléments scientifiques nouveaux concernant les phénomènes biologiques impliqués. Le sujet donne actuellement lieu à de nombreuses publications de biologies tissulaire, cellulaire et moléculaire, malheureusement rarement d'origine française. La CNE s'interroge sur l'apport de ces résultats. Leur maturité scientifique est-elle suffisante pour en tirer des bases nouvelles concernant les normes établies par les Commissions internationales spécialisées ? Ne faudrait-il pas renforcer les recherches effectuées en vue de résoudre les controverses concernant ces normes ?



# *Chapitre 1*

## *Les activités de la Commission*

### **1.1. LES ACTIVITÉS DE LA COMMISSION DURANT LA PÉRIODE 2001-2002**

Pour l'établissement du rapport n° 8, la Commission Nationale d'Évaluation a :

- procédé à des auditions des acteurs de la loi ;
- tenu des réunions de travail, de suivi des recommandations et de rédaction du rapport ;
- effectué des missions d'études aux États-Unis et en Espagne.

Des membres de la Commission ont, de plus, participé aux congrès dont les comptes rendus sont portés en annexes.

#### **1.1.1. Les auditions scientifiques et les réunions de la Commission**

Les dates et thèmes de ces auditions sont les suivants :

29 septembre 2001 Matériaux pour le stockage.

22 novembre 2001 Procédés de séparation.

13 décembre 2001 Nouvelles matrices de conditionnement et combustibles et cibles pour la transmutation.

09 janvier 2002 Étude géologique du site de Bure - Autres études.

24 janvier 2002 Transmutation - Études de scénarios.

1<sup>er</sup> février 2002 Réacteurs et combustibles innovants.

6 mars 2002 Stratégie et programmes des recherches.

21 mars 2002 Modélisation et simulation numérique - Bases des calculs de vérification de sûreté (dossier 2001) - Simulations opérées et enseignements scientifiques tirés de ces simulations.

11 avril 2002 Conditionnement et colis de déchets - Entreposage de longue durée - Interface avec le stockage.

15 mai 2002 Concepts de stockage - Bilan et orientations.

L'audition du 22 novembre 2002 s'est tenue sur le site de Marcoule, où la Commission a pu visiter les cellules chaudes d'étude des déchets de haute activité, récemment mises en service actif dans l'installation ATALANTE, la « chaîne blindée procédé » (CBP), en cours de montage dans la même installation, les laboratoires de développement des verres et les laboratoires d'étude de leurs propriétés.

L'audition du 13 décembre 2001 a été tenue sur le site de Cadarache du CEA. La Commission a pu, notamment, y visiter :

- les laboratoires de développement de combustibles mixtes U-Pu et de cibles de transmutation ;

- dans l'installation CHICADE, le laboratoire (en milieu radioactif) d'étude des propriétés des nouvelles matrices de confinement : l'équipement de ce laboratoire était presque entièrement réalisé au moment où la Commission l'a visité.

La Commission a tenu en outre deux réunions avec l'ANDRA, la première pour l'examen du bilan des études et travaux 2000, la seconde pour un examen approfondi des dispositions prises par ANDRA en matière de modélisation et simulation numérique.

Une réunion pour l'examen des suites données aux recommandations de la Commission a été tenue avec l'ensemble des acteurs de la loi.

La Commission s'est par ailleurs réunie quatre fois en séance plénière pour la rédaction du présent

rapport, dans lequel la Commission tient compte des documents qui lui sont parvenus avant le 25 juin 2002.

### ***1.1.2. Les comptes rendus des auditions***

Un compte rendu des auditions comportant les résumés des présentations et les discussions à l'issue des exposés est rédigé par le secrétariat scientifique de

la Commission. Il est diffusé à tous les participants des auditions ainsi qu'aux membres des organismes de recherche dont chaque acteur de la loi a établi une liste. Les observations des acteurs de la loi concernant chaque compte rendu sont jointes aux dossiers de la Commission. Ce mode de fonctionnement contribue à la clarté et à la transparence des débats entre la Commission et les acteurs de la loi.

## *Chapitre 2*

# *Les orientations stratégiques et les recherches*

La loi du 30 décembre 1991 (article L 542 du Code de l'Environnement) fixe trois axes de recherches et la finalité globale de celles-ci, qui est de fournir au Parlement en 2006 des éléments pour statuer sur la gestion à venir des déchets radioactifs en France. D'une façon plus précise elle dispose que le Gouvernement adressera au Parlement un rapport global d'évaluation de ces recherches accompagné d'un projet de loi autorisant, le cas échéant, la création d'un centre de stockage de HAVL (article 3). Les recherches qui ont été entreprises dès 1992 sous la responsabilité du CEA et de l'ANDRA et qui engagent aujourd'hui une large communauté scientifique ont permis de dégager des perspectives de résultats pour cette échéance. La Commission a rendu compte annuellement des avancées dans chaque axe et a précisé pour chacun d'eux les limites de la connaissance qu'on pense en avoir en 2006, dans la mesure où les programmes engagés et annoncés pourront être conduits à terme. Les recherches dans les différents axes se situent dans un contexte politique, social et économique qui conduit, en dehors des aléas, à des stratégies de développement des recherches. Ces dernières ont des répercussions différentes sur les programmes de recherche selon les axes. Par exemple, celles de l'axe 1 sont socialement acceptées mais liées à une vision du développement du nucléaire de fission. L'acceptation sociale des recherches de l'axe 2 est plus nuancée et celles-ci sont liées à l'avancement des travaux dans le laboratoire de Bure, pour les années qui viennent. Enfin pour l'axe 3 il n'y a pas de contrainte autre que la volonté d'aboutir à des réalisations concrètes.

Au cours de l'année écoulée la Commission a eu à sa disposition divers documents pour apprécier le développement et l'orientation des recherches dans chacun des axes. Elle a reçu comme chaque année, les réponses à ses recommandations du rapport n° 7, le document de synthèse émis par le Ministère de la Recherche « Stratégies et programmes de recherches 2002-2006 », les documents faisant suite aux présentations orales sur la stratégie des recherches

élaborés par les acteurs de la loi (séparément ou en commun) et elle a pu s'appuyer sur les déclarations des responsables des acteurs du nucléaire lors de réunions organisées par le Sénat ou l'OPESCT. La Commission juge la qualité des recherches sur d'autres documents, plus scientifiques ou plus techniques, présentés lors des auditions de la Commission ou qui lui sont remis ensuite.

Dans ce chapitre la Commission fait le point sur les stratégies de recherches, notamment lorsque des inflexions lui sont apparues dans la conduite ou les objectifs des recherches affichées jusqu'à aujourd'hui, ainsi que sur les conséquences que ces inflexions pourraient avoir. Les commentaires sont d'abord de nature générale, puis se rapportent ensuite à chacun des axes de la loi.

### ***2.1. ORIENTATION GÉNÉRALE DU NUCLÉAIRE EN FRANCE ET DANS LE MONDE***

La stratégie générale d'EDF pour l'utilisation du plutonium généré dans le combustible nucléaire vise à recycler, sous forme de combustible MOX, la totalité du plutonium engendré dans le combustible UOX. Le combustible MOX, dont les performances doivent, à terme, être portées au même niveau que celles du combustible UOX, sera ensuite entreposé, dans l'attente d'un retraitement ou d'un stockage direct, selon les conditions économiques, l'évolution future du parc de réacteurs nucléaires et les décisions prises par les Pouvoirs publics.

Le taux de combustion du combustible UOX, et, de façon différée, celui du combustible MOX, seront substantiellement accrus : il en résultera une diminution de tonnage de combustible UOX déchargé annuellement et ultérieurement retraité.

EDF ne s'est pas prononcée plus précisément sur la stratégie de gestion du combustible MOX usé et des déchets issus du retraitement, sinon pour confirmer qu'elle souhaite laisser l'option nucléaire la plus



ouverte possible et s'inscrivant dans une perspective de développement durable. Ceci implique un entreposage de longue durée des combustibles MOX usés.

À cet égard le CEA et EDF ont fait part à la Commission de leurs réflexions sur des réacteurs du futur et sur le devenir de l'aval du cycle. Elles se situent au niveau mondial dans le cadre du forum « Generation IV ». La toile de fond de la réflexion est le problème des ressources énergétiques nécessaires pour faire face aux besoins croissants du futur (un facteur de 2,5 est annoncé pour 2050) ainsi que la place du nucléaire qualifié de « durable » dans la panoplie des ressources tenant compte des impacts de leur utilisation sur l'environnement. Ces réflexions ne sont pas directement en rapport avec les recherches conduites dans le cadre de la loi, mais elles indiquent des orientations dont les conséquences interfèrent avec les recherches à conduire d'ici 2006 ou pourraient laisser certaines de ces recherches sans lendemain. En effet, elles concernent la période où s'inscrirait une éventuelle mise en œuvre de la séparation transmutation par multi-recyclage du plutonium et des actinides, telle qu'étudiée actuellement dans l'axe 1.

La Commission note en particulier que l'objectif affiché des prochaines générations de réacteurs critiques ou sous-critiques est de produire au total moins de radionucléides à vie longue (RNVL) que les réacteurs actuels. Pour cela il faudra faire appel à de nouvelles technologies permettant, par exemple, une utilisation plus complète des combustibles actuels ou futurs, l'auto-consommation des RNVL produits ainsi que l'utilisation de combustibles à base de thorium. Cela va dans le sens de l'esprit de l'axe 1 de la loi et les recherches conduites jusqu'à maintenant en France et dans l'Union Européenne ont certainement contribué, comme celles conduites au Japon et aux USA dans le même sens, à cette orientation vers un « nucléaire nouveau » qui a pour ambition d'être à la fois plus sûr et plus propre.

La Commission constate que le calendrier des recherches menées en France dans le cadre de la loi n'est pas en contradiction avec celui des réflexions internationales menées sur l'énergie, ce qui donne un relief particulier aux nombreux résultats déjà acquis, mais aussi, et peut-être surtout, aux programmes de recherches correspondants. Elle constate également que la vision internationale des recherches pour atteindre les nouveaux objectifs de réduction de la nocivité des déchets

nucléaires doit largement dépasser 2006 comme elle l'a déjà souligné.

Hors de la prise en compte de ce contexte et de la mise en œuvre des résolutions affichées dans le cadre de l'axe 1, la stratégie générale de gestion des déchets serait ramenée à ce qu'elle était avant 1991, c'est-à-dire à l'entreposage industriel puis au stockage définitif des déchets.

La Commission est consciente que l'importance des recherches et des moyens de développement nécessaires à mettre en place sur les dizaines d'années à venir pour atteindre ces objectifs ne peut être envisagée pour le seul traitement des déchets du nucléaire existant. Elles doivent se situer dans une perspective de développement de l'énergie nucléaire, ou du moins de son maintien sur des décennies, voire un siècle ou plus. En effet, l'effort à fournir doit s'accompagner autant que faire se peut d'un bénéfice économique et les constantes de temps pour réaliser des réductions significatives de l'inventaire des RNVL, incluant le plutonium, supposent *a minima* le maintien des outils nucléaires actuels.

Divers responsables d'organismes impliqués dans le nucléaire et des responsables politiques ou d'associations ont donné leurs points de vue sur l'avenir du nucléaire dans diverses réunions (Gestion des déchets nucléaires et entreposage à long terme des combustibles irradiés non retraités -Audition publique de l'OPESCT-, 3 mai 2001 ; Colloque *Energie nucléaire, sortie ou relance ? Aspects internationaux*, 6 novembre 2001 ; Incinération des déchets nucléaires, Sénat, 13 novembre 2001). À la demande du CEA, les hautes personnalités scientifiques du *Visiting Committee* « Aval du cycle du combustible » ont aussi exprimé leur avis en avril 2001. Certains de ces avis et opinions ont été repris par le CEA. Néanmoins, certaines déclarations faites par des responsables des organismes en charge du nucléaire brouillent les positions exprimées soit dans le document « Stratégie et programmes des recherches », soit pendant les auditions de la Commission.

La Commission souhaite donc avoir des clarifications sur les trois points suivants, qui ont des répercussions indirectes sur les recherches en cours dans l'axe 1 de la loi.

- clarification sur le mono-recyclage et sur le multi-recyclage du plutonium, qui semblent engager des options d'aval du cycle contradictoires ;
- clarification sur les dates possibles d'apparition et sur les rôles respectifs de EPR, RCG, ADS et RSF jusqu'en 2050. Plusieurs dates différentes ou floues sont avancées et les rôles assignés à ces systèmes dans la réduction de la nocivité des déchets sont, pour certains, mal définis ;
- clarification sur la stratégie de recherche et développement des ADS, en particulier sur le maintien du cadre européen pour la réalisation d'un démonstrateur d'ADS tel qu'il est proposé dans le document d'avril 2001 du TWG.

Il est par ailleurs très souhaitable que, dès à présent, les acteurs de la loi conçoivent, sans exclure a priori aucune option, différents scénarios pour le futur de l'utilisation de l'énergie nucléaire, afin d'orienter les recherches futures.

## **2.2. ORIENTATION GÉNÉRALE DES RECHERCHES EN FRANCE**

La Commission a déjà souligné l'an dernier la nécessité d'orienter les priorités de recherches et les calendriers vers des réalisations concrètes afin de pouvoir faire au Parlement et au Gouvernement des propositions constructives en 2006. C'est dans cet esprit que la Commission a recommandé que les recherches soient structurées en véritables projets, avec une obligation de résultats pour des dates jalons s'échelonnant jusqu'à 2006. À cet égard la Commission se réjouit que les acteurs de la loi se soient organisés pour des propositions d'actions concertées avec la mise en place de nombreuses entités de coordination (GDR, CTT). Cela leur a permis d'obtenir rapidement des résultats montrant une cohérence accrue entre les axes de la loi et d'afficher des objectifs bien ciblés, à la fois techniquement et dans le temps. En dehors des chercheurs des organismes pilotes (CEA et ANDRA), la participation de nombreux scientifiques d'organismes autrefois peu impliqués dans le nucléaire est considérée par la Commission comme une réussite remarquable et porteuse d'avenir.

Au stade actuel de l'engagement de la recherche dans le cadre de la loi, reflété dans le document « Stratégie et programmes de recherches 2002-2006 », il est permis de penser que le remontage global, cohérent, de l'ensemble des résultats

acquis et prévus dans les prochaines années, mais aussi des questions encore sans réponse, permettra de présenter un ensemble organisé de propositions pour l'échéance de 2006, sous réserve que le retard pris par le calendrier des travaux prévus à Bure puisse être compensé par des approches nouvelles.

## **2.3. DOCUMENT « STRATÉGIE ET PROGRAMMES DES RECHERCHES 2002-2006 »**

La version provisoire de ce rapport a été présentée à la Commission le 6 mars 2002. Ce document apporte un éclairage essentiel sur la place de chaque recherche dans le contexte général et de nombreux renseignements tant sur les résultats des recherches que sur les échéances envisagées. Par ailleurs, il donne la vue unifiée des acteurs de la loi. Ce document diffère dans sa forme des rapports précédents mais il leur reste conforme sur le fond. La Commission note que le Ministère prépare une grille d'évaluation d'analyse des scénarios de gestion des déchets HAVL et MAVL qui pourraient résulter des recherches conduites dans le cadre de la loi. Cette grille est fondée sur des critères complémentaires aux critères scientifiques. Le développement de cet outil d'analyse multicritères est donc en soi un objet de recherche que la Commission considère indispensable pour valoriser le temps venu les recherches. Elle souhaite être informée sur cette recherche particulière. La version finale du rapport est parvenue à la Commission le 12 juin 2002.

Dans ce document il est fait état de la production par le CEA de rapports de synthèse. Certains ont été reçus par la Commission et évalués dans le présent rapport. D'autres prévus pour 2002 sont encore en préparation : Synthèse sur le comportement à long terme des colis de déchets, Données sur les RNVL. La Commission attend ces rapports qui traitent de sujets très importants. Le second devrait servir de référence pour tous les acteurs de la loi.

Ce document expose comment les recherches sont coordonnées et, à cet égard, la Commission apprécie le résultat des efforts entrepris ces dernières années. Enfin les collaborations internationales sont répertoriées, qui confirment que, pour la plupart des domaines liés aux axes de la loi, plus aucune recherche n'est conduite isolément.

La présentation lors de l'audition du 6 mars a fait toutefois ressortir des inflexions d'orientations dans les recherches, non apparentes dans le texte. Elles sont discutées ci-dessous.

## **2.4. AXE 1**

### **2.4.1. Généralités**

La finalité de l'axe 1 est une réduction de « l'inventaire de radiotoxicité » à long terme des déchets, qui ne peut être atteint que par la transmutation des RNVL présents dans les combustibles usés. Cet objectif couvre toutes les situations envisageables pour assurer la sûreté d'un stockage géologique des déchets auxquels serait appliquée la stratégie Séparation-Transmutation et plus particulièrement celles correspondant à des situations dégradées par rapport à la situation d'évolution normale. En effet, dans ce cas on ne peut pas tenir compte du retard apporté par les différentes barrières du stockage, qui dans la première situation *in fine* sont le garant de la sûreté par confinement. Au contraire il faut tenir compte d'une variété plus grande d'événements hypothétiques pouvant court-circuiter le lent retour des radionucléides à la biosphère sur lequel se fonde la sûreté. À cet égard la pertinence de l'objectif fixé par l'axe 1 de la loi, et donc une décision éventuelle de sa mise en œuvre, semble plus d'ordre politique et social que technique et il apparaît comme une application du principe de précaution. En termes usuels, l'objectif de l'axe 1 pourrait être énoncé comme « moins le stockage contiendra de radioactivité, mieux cela vaudra ». En fait, son intérêt doit être évalué en termes de comparaison d'impacts de nature radiologique et chimique, non explicitement pris simultanément en compte par la loi, à la fois sur l'homme et l'environnement, entre les deux situations avec ou sans application des résultats de l'axe 1. Les recherches correspondantes sont effectuées en dehors du cadre de la loi et la Commission a déjà commenté ce point et y revient au paragraphe 2.7.

Les recherches visant à atteindre l'objectif de l'axe 1 sont bien lancées. Elles portent sur la séparation de certains éléments des combustibles usés et sur leur transmutation par des flux de neutrons, ce qui passe par la fabrication de cibles et de combustibles destinés à la transmutation. La Commission a noté quelques modifications de stratégie pour les recherches de nature physico-chimique (séparation et cibles) à conduire d'ici 2006 mais elle s'inter-

roge surtout sur l'avenir des recherches portant sur la transmutation durant cette période, et après.

### **2.4.2. Aspects physico-chimiques de l'axe 1**

#### **Séparation poussée**

Pour ce qui concerne la séparation poussée, c'est la voie hydrométallurgique bien maîtrisée dans le nucléaire qui est choisie pour poursuivre les recherches. La Commission a déjà dit que les avancées scientifiques dans ce domaine ont été spectaculaires. Les schémas de séparation des actinides mineurs et de technétium, iode et césium ont été confirmés cette année au stade de la faisabilité scientifique et la démonstration de la faisabilité technique de ces procédés dans ATALANTE, notamment dans l'installation CBP, est programmée de 2002 à 2005. Dans ce domaine la stratégie est claire et les programmes sont bien définis jusqu'à 2005. En fait le CEA se fixe l'échéance de ses recherches à fin 2004. Certains jalons sont à préciser concernant le neptunium, l'iode et le technétium.

La faisabilité technique ne peut être totalement acquise sans une participation de l'industriel COGEMA, qui devra ensuite, s'il y a lieu, apporter une réponse à la faisabilité industrielle. Cette partie du programme est en mesure d'être présentée à l'échéance 2006 avec tous les résultats nécessaires pour faire des propositions concrètes. En particulier la Commission soutient vivement la poursuite de l'étude technico-économique d'un atelier de séparation poussée par un groupe de travail CEA - COGEMA - SGN car il est clair que la dimension économique sera un des éléments importants à présenter lors des propositions de 2006 au Parlement. La Commission note la déclaration, sur laquelle elle ne peut se prononcer, que les installations actuelles de retraitement de la Hague ne pourront pas servir de support à un tel atelier, ce qui renvoie toute réalisation concrète de séparation poussée à la construction d'une nouvelle unité de retraitement. Cela amène au point suivant.

Si le débat politique public et technique concluait en 2006 à l'intérêt de la mise en œuvre de la transmutation ou du conditionnement spécifique pour un stockage, la question de l'échéance de leur application devrait être clairement posée. La logique voudrait que l'on évite le plus tôt possible d'incorporer dans le verre nucléaire les éléments ayant des RNVL susceptibles de bénéficier de ces options.

Cela pose dès maintenant la question de la date d'une éventuelle mise en œuvre de la séparation poussée et celle de l'entreposage des éléments alors séparés, en attente des possibilités de transmutation ou de conditionnement dont l'occurrence serait progressive mais globalement à plus long terme.

C'est pourquoi, considérant cette interrogation, la Commission a demandé que soient lancées des recherches sur les séparations à mener en fonction du devenir (type de transmutation et/ou de conditionnement) des éléments séparés ainsi que sur leur entreposage. Certaines ont certes été déjà conduites, mais la Commission considère qu'il est nécessaire de les poursuivre et d'étudier les composés chimiques les mieux adaptés à un entreposage d'attente de transmutation des éléments séparés. Ce sujet n'est pas explicitement évoqué dans le document « Stratégie et programmes des recherches 2002-2006 ». La Commission souligne l'importance de cette étude car elle constitue un maillon indispensable à la cohérence d'une proposition éventuelle de mise en œuvre avancée de la séparation poussée, qui implique évidemment une décision quant à un atelier de séparation. Les composés chimiques à privilégier sont tout d'abord ceux identifiés pour constituer les cibles ou combustibles de transmutation, ou des composés plus simples (comme les oxydes) servant à les faire, dans les hypothèses envisagées.

La Commission considère que la mise en route éventuelle de la séparation poussée doit être rapidement clarifiée, pour lever les doutes liés aux informations en sa possession. Si besoin est, un programme complémentaire de recherche doit être défini jusqu'à 2005.

D'autres produits de fission et d'activation à vie longue sont à considérer dans les études de sûreté d'un stockage ( $^{126}\text{Sn}$ ,  $^{79}\text{Se}$ ,  $^{107}\text{Pd}$ ,  $^{59}\text{Ni}$ ,  $^{94}\text{Nb}$ ,  $^{36}\text{Cl}$ ), non pour leur abondance ni pour leur intérêt à être transmutés, mais en raison de leur mobilité lors d'un retour vers la biosphère, qui reste toutefois à confirmer pour certains. À cet égard le CEA a un programme expérimental qui débute, pour au moins connaître leur comportement dans les étapes du retraitement actuel. Le CEA a également annoncé la constitution d'un recueil des données disponibles et pertinentes concernant ces radionucléides au regard des divers critères à considérer au titre des axes 1 et 2 de la loi : abondance, toxicité, solubilité, mobilité, possibilité de récupération

sélective, aptitude à la transmutation. La Commission encourage la réalisation de ce travail et souhaite que l'acquisition expérimentale des données manquantes soit lancée pour les radionucléides les plus critiques.

### **Séparation par pyrochimie**

Les recherches en pyrochimie ont fait l'objet d'une présentation complète avec leurs différentes finalités : recyclage de cibles de transmutation telles que prévues, mais aussi traitement de combustibles de nouveaux types de réacteurs qui ne seront pas retraitables par voie aqueuse. La Commission juge ce programme important car il lève des contraintes qui pourraient être trop fortes pour la réalisation de stratégies mettant en œuvre de futurs concepts de transmutation (par systèmes hybrides ou réacteurs). Dans ce domaine la ligne de recherche déjà définie est suivie.

### **Cibles et combustibles de transmutation**

Qu'il s'agisse de recyclage homogène dans les combustibles du parc ou de recyclage hétérogène dans des cibles, l'étude de la faisabilité de la transmutation nécessite des recherches sur des matériaux propres à être irradiés en réacteurs. À cet égard le programme présenté par le CEA à la Commission se poursuit. Elle note les progrès réalisés dans la préparation de combustibles et cibles prototypes en vraie grandeur. Elle considère ce programme comme prioritaire, car il constitue, avec la séparation poussée, un élément clé et incontournable de l'axe 1. Comme les années précédentes, la Commission s'inquiète de la possibilité effective d'étudier le comportement sous irradiation prolongée de ces nouveaux matériaux compte tenu de l'avenir incertain des moyens d'irradiation, tels que Phénix, dont on dispose.

### **Conditionnements spécifiques**

Comme il a été dit précédemment deux stratégies sont actuellement étudiées, la transmutation des éléments séparés et leur conditionnement spécifique. Seule la stratégie de Séparation-Transmutation peut apporter une réponse à la réduction de l'inventaire de radiotoxicité, et non la stratégie Séparation-Conditionnement. Toutefois celle-ci pourrait contribuer à retarder dans le futur (situation d'évolution normale d'un stockage) la venue des radionucléides vers la biosphère, dans la mesure où un conditionnement spécifique présenterait *in fine* de bien meilleures performances de confinement que le verre nucléaire utilisé pour les déchets de haute acti-

tivité. Dans l'état actuel des recherches, le CEA a montré que le pouvoir confinant des matrices étudiées est au moins 100 fois meilleur pour quasiment tous les éléments séparés. En fait, la question d'un conditionnement spécifique se pose réellement pour les produits de fission à vie longue, car les actinides sont peu mobiles en milieu réducteur et éminemment transmutables. La transmutation de certains produits de fission apparaît soit irréalisable, soit d'un coût prohibitif.

Dans une situation altérée de stockage, l'intérêt d'un conditionnement spécifique n'a pas été évalué. La Commission considère qu'il devrait l'être.

La Commission a noté que la stratégie « Séparation-Conditionnement » est vue désormais par le CEA comme un complément éventuel à la transmutation, ce qui n'était pas apparu jusqu'ici. Mais d'autres présentations récentes considèrent que cette stratégie est en elle-même porteuse d'une solution de réduction de nocivité aux exutoires d'un stockage. La Commission souhaite donc avoir une clarification sur ce point, le document « Stratégie et programme des recherches 2002-2006 » ne l'apportant pas.

Depuis cette année le CEA a rattaché à l'axe 1 les recherches portant sur les conditionnements spécifiques d'éléments séparés pour le long terme sans préciser si les moyens affectés aux recherches sont ou seront touchés. La Commission souhaite donc connaître, dans le fil du souhait précédent, quelle est la situation.

Les recherches dans cette voie sont bien lancées. La Commission en présente les avancées au chapitre 6.

### **2.4.3. Transmutation**

Comme on l'a dit ci-dessus, il est difficile de dissocier la problématique de la transmutation des RNVL existants ou futurs du développement d'un nouveau parc électronucléaire intégrant l'objectif de minimisation des déchets à produire et de la transmutation des déchets existants. L'ampleur financière de telles études est considérable et c'est avant tout l'attrait économique qui déterminera le choix des filières, tout en optimisant la production des déchets nucléaires autour de son minimum. Devant la perspective d'une relance du nucléaire au plan mondial, avec des enjeux économiques considérables, de nombreuses propositions d'études analogues à celles qui ont marqué le début de

l'électronucléaire surgissent. Toutes ont leur place mais elles seront inéluctablement confrontées aux choix financiers de leur développement, qui se fera sur des critères débordant largement l'objectif de l'axe 1 de la loi de 1991.

Dans ce contexte l'approche stratégique du CEA comporte deux objectifs :

- démontrer la faisabilité scientifique et technique de la transmutation dans un parc composé de réacteurs de technologie existante (REP et RNR) et évaluer un ordre de grandeur du coût associé : cet objectif n'est pas nouveau ;
- évaluer la capacité de transmutation des réacteurs innovants (réacteurs électrogènes à haute température à neutrons modérés ou rapides) et de systèmes de réacteurs associés à des accélérateurs (ADS) : cet objectif est nouveau.

À moyen terme, les efforts du CEA portent pour l'essentiel sur les nouveaux concepts d'assemblages à technologie innovante qui alimenteraient un futur parc EPR : assemblage CORAIL, prévu à échéance de 2015, puis assemblage APA, à échéance ultérieure. Ces assemblages permettraient de stabiliser l'inventaire en plutonium d'un parc de réacteur à eau formé de REP ou de EPR. La phase suivante envisagée et nouvelle, est le développement, avec les industriels et dans un cadre international, de réacteurs à haute température (HTR) refroidis par un caloporteur gaz, à spectre de neutrons thermique ou rapide (RCG-T, RCG-R). L'arrivée des RCG-T est à l'horizon 2025 et celle des RCG-R à l'horizon 2035. Ces derniers visent à répondre à un développement durable de l'option nucléaire grâce au multirecyclage des radionucléides fissiles et au spectre rapide, qui permettent l'utilisation de la totalité de l'uranium, voire du thorium. Les RCG-R constituent un saut technologique majeur par rapport aux HTR précédents, et la Commission souhaiterait connaître les spécificités de cette filière en termes de production de déchets nucléaires à vie longue.

Dans une perspective se situant également à l'horizon de plusieurs décennies, et avec des objectifs similaires, des équipes du CNRS étudient, en relation avec EDF, les propriétés du cycle thorium-uranium 233 associé à un réacteur à sel fondu (RSF) fonctionnant en spectre thermique et recyclant en continu ses actinides. Le démarrage d'une telle filière serait assuré par les actinides, essentiellement le plutonium, déchargés des réacteurs REP

du parc actuel. Des scénarios de transition des REP vers les RSF ont été présentés à la Commission.

L'étude de ces deux voies vise un nucléaire du futur qui a pour ambition de minimiser à la fois l'emploi des ressources naturelles en matière fertile et les déchets produits ; ceci montre bien le foisonnement des propositions, dont certaines sont complémentaires voire concurrentielles.

S'agissant de la transmutation proprement dite des déchets actuels, les systèmes dédiés à la transmutation de type ADS sont présentés pour fonctionner en deuxième strate de réacteurs électrogènes, tels que les REP ou les RNR, pour transmuter efficacement les actinides mineurs. À cet égard le CEA a fait part à la Commission de négociations qu'il a avec ENEA pour le projet TRADE consistant à coupler un cyclotron accélérant des protons, au réacteur piscine expérimental à spectre thermique TRIGA de Casaccia près de Rome.

La Commission s'interroge sur les nouvelles orientations de recherches du CEA en matière d'ADS : mise en veilleuse de l'approche européenne démarrée avec le 5<sup>ème</sup> PCRD et le rapport d'avril 2001 du TWG, au profit d'une éventuelle approche mondiale sous leadership américain et d'un accord bilatéral avec l'ENEA (projet TRADE). La Commission attend de prendre connaissance du dossier correspondant pour évaluer la pertinence de ce nouveau projet et son intérêt pour le projet XADS dont elle note que les options de base sont radicalement différentes. D'une manière générale, ces recherches s'inscrivent dans une perspective allant bien au-delà de 2006 et, par conséquent, la Commission s'interroge sur une éventuelle incidence de cette nouvelle orientation sur les moyens affectés aux recherches programmées d'ici 2006, notamment à propos du projet XADS. Ce point est discuté plus en détail au chapitre 4.

La Commission souhaite à titre d'information disposer d'un document montrant comment pourrait s'enchaîner dans le temps la poursuite de toutes ces études et quel est réellement leur impact sur les recherches programmées d'ici 2006.

### ***Étude de scénarios pour le dossier de 2006***

Pour les scénarios de transmutation disponibles à court terme (réacteurs existants) la Commission soutient vivement la proposition du CEA faite dans le document « Stratégie et programmes des recher-

ches » de procéder à des bilans complets (scénarios détaillés) et à des estimations économiques associées. La Commission a grandement apprécié qu'à ce stade une étude d'impact des opérations du cycle associée à un scénario avec recyclage hétérogène ait été présentée et que les conditions industrielles de la mise en œuvre d'un de ces scénarios aient été bien explicitées.

La Commission souhaite que, d'ici à 2006, quelques scénarios non conventionnels avec systèmes hybrides ou des réacteurs innovants lui soient présentés sous la même forme.

### ***Projet européen de démonstrateur ADS***

La Commission a bien noté l'effort significatif fait par le CEA, le CNRS et FRAMATOME dans le domaine des systèmes hybrides : MUSE, MEGAPIE, participations aux projets n-TOF et PDS-XADS dans le cadre européen.

La Commission recommande que cet effort soit maintenu car elle considère que les systèmes hybrides restent les plus performants pour atteindre des facteurs de réduction importants et à des échéances raisonnables de l'inventaire de radio-toxicité des combustibles usés.

Aussi recommande-t-elle vivement que le 6<sup>ème</sup> PCRD soit l'occasion de poursuivre dans la voie européenne pour la réalisation d'un démonstrateur d'ADS (XADS) comme suite du projet PDS-XADS du 5<sup>ème</sup> PCRD. Une initiative forte devrait être prise en ce sens par les partenaires français (CEA, CNRS notamment).

En termes généraux sur l'axe 1, il n'est pas inutile de rappeler une nouvelle fois que la transmutation des actinides dits mineurs et de certains produits de fission n'a de sens que si les éléments majeurs uranium et plutonium ne sont pas massivement stockés comme déchets.

## ***2.5. AXE 2***

### ***2.5.1. Généralités***

Le programme de recherche animé par l'ANDRA pour l'étude de la faisabilité du stockage en formation géologique profonde est articulé en deux projets : HAVL Argile et HAVL Granite.

En raison de l'échec de la « Mission granite », le second projet, à défaut d'un site identifié en France, n'a pour l'instant pour objectif que d'établir un dossier d'évaluation de l'intérêt du granite pour un stockage HAVL. La Commission déplore cette situation qui place l'axe 2 en situation fautive vis-à-vis de la loi, laquelle dispose que les recherches doivent être menées dans « des laboratoires souterrains ».

Un aspect est commun à tous les sites envisageables de stockage, celui de l'inventaire des colis à stocker. Une étude spécifique a été demandée en 1999 au Président de l'ANDRA sur la méthodologie de l'inventaire des déchets radioactifs et elle a été présentée à la Commission en mai 2000. Après approbation de cette méthodologie, la Commission avait recommandé qu'un premier inventaire soit établi selon cette méthodologie. La décision de lancement de cet inventaire a été prise le 26 juin 2001. La Commission souhaite être informée du déroulement de ce travail. En attendant sa réalisation, l'ANDRA s'appuie sur un modèle d'inventaire préliminaire (MIP) bâti sur des hypothèses de production pour chaque famille de colis, qui prend en compte différents scénarios de retraitement des combustibles usés, en soulignant bien qu'ils ne visent pas à une représentation de réalité industrielle. Cette approche est justifiée afin de disposer d'un éventail de solutions pour faire face à des situations qui ne peuvent encore être définies. Le modèle d'inventaire de dimensionnement (MID) est annoncé pour septembre 2002. Dans le domaine de l'inventaire des colis à stocker la stratégie est désormais claire.

### **2.5.2. Laboratoire de Bure**

Dans le cadre de la loi de 1991, le gouvernement a décidé la construction d'un laboratoire de recherche souterrain à Bure, dans la région Meuse Haute-Marne, et la recherche d'un site susceptible d'accueillir un second laboratoire en milieu granitique. Après l'échec de la mission de concertation destinée à rechercher des sites candidats, le gouvernement a demandé à l'ANDRA de poursuivre ses efforts en matière d'acquisition de connaissances génériques sur le milieu granitique.

Les activités de l'ANDRA répondent bien à la demande gouvernementale. Celle-ci a lancé des recherches sur la corrosion des matériaux métalliques susceptibles d'enrober les déchets, sur le comportement et l'évolution des bétons, sur les argi-

les remaniées, sur le comportement des radionucléides, sur le comportement mécanique des argilites, sur l'étude des phénomènes couplés thermo-hydro-mécaniques ainsi que sur la formation de gaz. En outre, l'ANDRA a noué des partenariats avec les grandes institutions de recherche et notamment avec le CNRS et les équipes universitaires dans le cadre de groupements de recherche. La Commission souligne l'excellente imbrication entre le programme de recherche propre de l'Agence et les études lancées dans le cadre du GdR FORPRO et le bénéfice très positif tiré des thèses de recherches doctorales soutenues par l'ANDRA.

Les opérations de surface dans la région de Bure ayant été menées à bien, la réalisation du programme de recherche sur le milieu argileux, qui doit aboutir à un rapport substantiel au gouvernement pour 2006, dépend maintenant étroitement du calendrier du fonçage des puits. À cet égard, les retards pris fin 2001 et la vitesse de creusement très inférieure aux prévisions imposeront une révision sensible du calendrier du programme expérimental de recherches. Les malheureux événements survenus au cours des derniers mois amplifient le problème. Pour obtenir des résultats significatifs, l'ANDRA ne pourrait-elle pas lancer les expériences les plus longues, comme celles portant sur la diffusion des radionucléides, dans la niche expérimentale qui sera creusée dès l'entrée dans la couche d'argile du Callovo-Oxfordien ? Des résultats significatifs pourront-ils également être obtenus d'ici 2006 dans les galeries qui seront creusées dans le niveau principal, là où un stockage industriel pourrait éventuellement être installé ? Quelle stratégie complémentaire ANDRA envisage-t-elle de mettre en œuvre (par exemple : utiliser les techniques pétrolières les plus élaborées pour effectuer, à Bure, des mesures nouvelles de paramètres dans de nouveaux forages ; réaliser des travaux expérimentaux à Mont Terri dont les argiles sont assez comparables à celles de Bure) ?

L'ANDRA a présenté en 2001 une première vérification de sûreté qui porte sur l'évolution « normale » du dépôt. Ce dossier ne constitue qu'une première formulation destinée à tester les méthodes qui seront mises en œuvre pour la seconde vérification de sûreté, programmée en 2004, et qui bénéficiera des acquis des mesures effectuées en laboratoire souterrain. La première vérification de sûreté ne montre pas que tous les rejets seront inférieurs à la norme de la RFS III-2.f. La Commission observe que la

seconde évaluation de sûreté doit aussi prendre en considération, de façon approfondie, divers cas d'évolution (avec des défaillances, des événements adverses : scénarios dits « altérés »). À cet égard, il est indispensable que l'ANDRA se dote de modèles performants et dispose de données précises pour les utiliser, car la méthode appliquée pour le dossier 2001-Argile, faisant appel à des paramètres majorés et insuffisamment représentatifs, a conduit logiquement à observer que les rejets aux exutoires peuvent dépasser les limites. Elle recommande en particulier que soit évalué dans ces scénarios l'impact de la mise en œuvre sur les déchets de haute activité des diverses méthodes de transmutation auxquelles pourraient conduire les recherches menées dans le cadre de l'axe 1 de la loi de 1991.

Pour ce qui concerne le milieu granitique, l'ANDRA participe activement à des expériences menées dans les laboratoires souterrains étrangers, comme celui de Grimsel en Suisse. Les études portent sur le rôle des colloïdes, l'évaluation de l'influence des eaux très alcalines sur les propriétés hydrauliques et de transport d'une fracture et sur la migration des gaz produits dans le stockage. Enfin, l'ANDRA a renforcé sa participation aux expériences internationales d'intercomparaison de modélisations numériques. La Commission souligne que ces études génériques sur le milieu granitique ne constituent en aucun cas l'équivalent d'un programme de recherche mené sur un laboratoire souterrain creusé sur le sol français, parce que les propriétés des granites (et notamment leur fracturation) sont très variables en fonction de leur histoire géologique. Ainsi que le mentionne la RFS III.2.f, les études de qualification doivent être conduites en regard d'un site donné. Les études génériques permettent uniquement l'acquisition d'un savoir-faire nécessaire à la réalisation efficace d'éventuelles études qui pourraient être menées en France, mais rien de plus.

La Commission déplore vivement que la réalisation d'un second laboratoire souterrain, prévu explicitement par la loi de 1991, ne soit toujours pas programmée. Elle souligne qu'un second laboratoire est indispensable pour comparer les qualités et les défauts des diverses formations géologiques susceptibles d'accueillir un stockage et ainsi d'offrir au législateur un choix motivé par des résultats scientifiques. La Commission rappelle que la loi de 1991 ne fait référence à aucun type de roche. Elle rappelle également que le terme

d'argile désigne des roches présentant une grande variété de composition minéralogique et chimique ainsi que des propriétés physiques très variables (mécanique, conductivité thermique et hydraulique, diffusion). Un second laboratoire creusé dans une argile différente de celle du site Meuse Haute-Marne ne constituerait donc pas une simple duplication des recherches déjà menées ou en cours dans le cadre de la loi de 1991.

### ***2.5.3. Modélisation et simulation numérique***

L'importance de cette question justifie qu'un chapitre entier du rapport (chapitre 3) lui soit réservé.

### ***2.5.4. Coopération et actions internationales***

L'ANDRA développe un programme de coopération international fort dans le domaine des roches argileuses, en particulier avec la Suisse au Mont-Terri, et la Belgique à Mol. De nombreuses expériences ont été développées en commun, avec pour objectif principal jusqu'ici de développer et tester les méthodes qui seront utilisées dans le laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne. Ce travail apparaît très pertinent à la Commission ; cependant, si les retards pris dans le fonçage des puits de Bure conduisaient à limiter de façon trop importante la durée des expériences qui seront réalisées sur ce site, il serait peut-être utile d'envisager de considérer que tel ou tel site étranger pourrait servir de site-test des capacités de l'ANDRA à faire une démonstration de sûreté, sans référence ni implication pour le site de Bure. En effet, on peut se demander si, en 2006, il sera nécessaire de démontrer que tous les outils nécessaires à une démonstration de sûreté sont disponibles et opérationnels, et que seuls des données et résultats d'expérience sur le site de Bure restent à acquérir. Dans ce cas, il serait nécessaire que, pour les connaissances non encore acquises, l'ANDRA réalise et interprète toutes les expériences nécessaires à cette démonstration de sûreté, sur le site étranger choisi.

Pour le granite, c'est la seule approche aujourd'hui disponible, et sur laquelle s'est lancée l'ANDRA, en collaboration avec la Suède, la Finlande, et la Suisse.



## 2.6. AXE 3

### 2.6.1. Généralités

Dans son rapport n° 7 la Commission a formulé des recommandations fortes sur l'ensemble de l'axe 3 « conditionnement et entreposage ». Elle a considéré que les études se rapportant à cet axe relèvent essentiellement de la technologie ou de l'ingénierie (à l'exception des études de comportement à long terme des matériaux et systèmes). Par conséquent, la Commission a estimé qu'une obligation de résultats devait être demandée au CEA pour ce qui touche au conditionnement des colis pour entreposage et à l'entreposage de longue durée lui-même. Le calendrier d'obtention des résultats ne devrait dépendre que des moyens mis en place.

La Commission a ainsi considéré qu'il est indispensable que des prototypes de conteneurs d'entreposage soient réalisés et qu'une démonstration de leurs performances soit faite avant l'échéance de 2006. Elle a recommandé que cela soit conduit en harmonie avec l'ANDRA pour éviter tout hiatus entre l'acceptation des colis pour l'entreposage et l'acceptation des colis pour le stockage. Elle a également recommandé que l'accent soit mis sur l'entreposage de longue durée des déchets HAVL, pour décroissance thermique, et des combustibles usés, pour la même raison ou pour constituer un entreposage stratégique. Les déchets B sont plus logiquement destinés au stockage profond dès que celui-ci sera disponible.

Le CEA a présenté à la Commission sa stratégie pour ce qui concerne ces points, qui répond aux soucis et aux recommandations de la Commission. La stratégie du CEA a été nettement clarifiée par rapport à ce qu'elle était l'an dernier. La Commission estime, comme l'an dernier, que les moyens ont été mis en place, tant au plan technique qu'organisationnel, pour être en état de respecter les jalons fixés. La Commission souligne à nouveau qu'il est essentiel de disposer des résultats pour 2006. Il reste néanmoins quelques points discutables.

La Commission considère que la compatibilité des colis pour l'entreposage et le stockage doit encore faire l'objet d'un examen au cas par cas, car il est difficile d'imaginer une solution unique pour tous les types de déchets. Cette compatibilité doit couvrir à la fois les colis primaires de déchets, le conteneurage multicolis primaires pour entreposage et/ou stockage, s'il est utilisé, et leur transport.

L'ANDRA doit pouvoir utiliser directement tout ce qui vient de l'entreposage. L'objectif de l'harmonisation entre l'entreposage et le stockage est d'éviter des reconditionnements, qui seraient coûteux, entraîneraient une exposition radiologique des travailleurs et nécessiteraient des opérations pouvant produire des déchets secondaires.

On peut considérer deux cas de figure :

- soit les conditions de stockage sont parfaitement définies par l'ANDRA dans des spécifications valables indépendamment du site de stockage, et les études de l'axe 3 doivent alors être conduites en suivant précisément ces spécifications ;
- soit les conditions précises de stockage ne peuvent être fournies par l'ANDRA dans le calendrier fixé pour l'axe 3 en vue de l'échéance de 2006, et il est alors préférable de dissocier complètement les conditions d'entreposage de longue durée de celles du transport et du stockage. Une raison majeure d'une telle situation peut être, par exemple, la spécificité des conditions de stockage pour des sites dont les natures de roches seraient différentes. Mais d'autres raisons pourraient être liées au processus même d'élaboration des spécifications de stockage. Dans ce cas la compatibilité entre entreposage et stockage se réduirait à l'existence d'un « colis primaire stockable ». La définition des caractéristiques de ce « colis primaire stockable » devrait alors être un objectif des études restant à mener en commun par les producteurs de déchets et l'ANDRA dans le cadre de l'axe 3. L'entreposage pourrait être soit en structures fixes (comme pour les entrepôts de verres actuels), soit en structures mobiles transportables ou non (« colis d'entreposage »). Le « colis primaire stockable » devra *a minima* répondre impérativement à des spécifications que devrait au moins fixer l'ANDRA pour que de tels colis aillent au stockage, soit directement, soit en faisant l'objet d'un conteneurage pour former des « colis de stockage ». Cette question délicate est traitée au chapitre 6.

### 2.6.2. Le colis

Trois groupes de colis sont considérés par le CEA pour aller en entreposage : les colis de déchets vitrifiés, les colis de déchets de moyenne activité à vie longue (MAVL) et les assemblages de combustibles usés. Ces trois groupes d'objets diffèrent profondément : les colis de verre et les combustibles usés sont très standardisés, de faible volume et exother-

miques alors que les autres colis sont très divers ; ils sont le siège d'un faible dégagement de chaleur et leur volume total est élevé. Les déchets vitrifiés et les combustibles usés relèvent pour l'essentiel de la même problématique, qui est bien traitée par le CEA et qui a été exposée à la Commission.

Étant donné la place importante, voire primordiale, que présentent les colis de déchets vitrifiés en France, la Commission considère toutefois que les conditions de leur entreposage doit faire l'objet d'une présentation spéciale permettant à la fois une mise en valeur de ce qui est acquis et les questions encore en suspens pour leur entreposage et leur stockage, comme par exemple la nécessité ou non de les mettre dans un sur-conteneur (cf. chapitre 6).

L'étude du comportement des colis en entreposage a fait l'objet d'une présentation complète cas par cas. Une attention particulière devra être portée aux colis CSD-C pour lesquels de nombreuses questions sont encore sans réponses et font l'objet d'études. Le souci de la Commission est de savoir si les résultats attendus le seront dans le calendrier fixé. En particulier la Commission recommande que soit examiné pour les colis CSD-C et les autres déchets B qui peuvent être concernés, le comportement de l'iode. En corollaire un effort important devra être consenti pour affiner la mesure directe de l'iode dans ces colis.

La Commission note avec intérêt la mise en place de la collaboration entre ANDRA, EDF et CEA pour la réalisation de conteneurs compatibles entreposage et stockage. Cette collaboration porte également sur les « critères de prise en charge » des colis fondés sur des principes communs. La Commission considère que cette coordination devra être étendue aux moyens de reprise, de manutention et de transport des colis d'un entreposage à un stockage.

### **2.6.3. Les entreposages**

Les concepts d'entrepôts présentés cette année à la Commission sont les mêmes que ceux présentés en 2001. L'avancement des études ne soulève pas de problèmes particuliers. Un effort important a été fait pour l'entreposage des assemblages de combustibles usés.

Pour ce qui concerne l'entreposage des colis de verre, le CEA fait référence aux entrepôts de verre existants, notamment ceux de La Hague dont la

durée de vie est estimée de 50 à 70 ans. La qualité de ces entrepôts n'est pas mise en doute mais on ne peut pas considérer que 70 ans couvrent « la longue durée ». La Commission considère que le CEA doit développer les grandes lignes de la stratégie d'entreposage au-delà de cette période et identifier, s'il apparaît des problèmes, les recherches à conduire pour y remédier. En particulier le CEA doit préciser si la stratégie d'entreposage de longue durée est fondée sur une reconduction des entrepôts de conception actuelle ou s'il est envisagé l'étude d'entrepôts différents, conçus spécialement pour la longue durée. Dans cet esprit, la Commission souhaite que soient clairement décrites les retombées des études menées pour les combustibles usés pour une transposition à l'entreposage de longue durée des colis de verres.

Dans la stratégie du « colis primaire stockable », à la fois entreposable, transportable et stockable, il est nécessaire que soient parfaitement définies les structures d'entreposage et le ou les châteaux de transport. À cet égard la collaboration CEA et ANDRA est jugée très importante par la Commission.

### **2.6.4. Coordination des études de l'entreposage de longue durée et du stockage**

La position du CEA pour l'ELD est de proposer sa réalisation, mais il souligne qu'il faut de fortes raisons pour passer d'un entreposage industriel à un ELD (par exemple perte d'intégrité des gaines ou re-localisation d'activité). Il part du principe suivant : pas de conteneurs d'entreposage pour le stockage, sauf si le stockage est imminent. Comme on n'est pas dans ce cas, il en résulte qu'il faut mettre en entreposage des objets (colis primaires stockables) dans des conteneurs d'entreposage d'où on puisse facilement les transférer en stockage, soit tels quels, soit en conteneurs de stockage.

L'ANDRA conçoit le stockage comme celui des « colis primaires stockables » avec éventuellement « un complément de colisage » (qui implique pour certains colis primaires de déchets la mise en conteneur pour réaliser des « colis primaires stockables ») pour former des « colis de stockage », facilitant la standardisation et particulièrement la manutention des nombreux colis B. Des STB (spécifications techniques de besoin) sont en cours vis-à-vis des contraintes à respecter (manutention, mécanique et comportement vis-à-vis des gaz).

Le CEA a donné des premiers choix de conception de ELD. Il s'agit de ELD en atmosphère non contrôlée. Il examine des critères de prise en charge en ELD pour « colis primaires stockables ».

### **2.7. PROBLÈMES SANITAIRES POSÉS PAR LES DÉCHETS HAVL**

La loi de 1991 a défini un objectif sanitaire pour des générations futures qui seraient soumises à l'action nocive des déchets HAVL renfermant à la fois des RNVL et des éléments chimiques toxiques. Celui-ci pourrait être atteint en respectant pour l'impact radiologique des radionucléides une limite de dose de 0,25 mSv/an (indiquée dans la RFS-III.2.f) et pour les toxiques chimiques les limites réglementaires actuelles qui portent sur des concentrations d'éléments dans l'eau. Cette méthodologie pose des problèmes pour prendre en compte l'action des uns et des autres, par exemple en se référant aux concentrations dans l'eau.

1 - Pour les radionucléides, il va falloir transformer les doses en concentrations dans l'eau. Les données disponibles sont celles utilisées par la CIPR pour la gestion de la radioprotection dans les installations nucléaires actuelles. Peu fondées scientifiquement, elles sont fragmentaires et souvent entachées d'incertitudes considérables. On doit aussi s'interroger sur la validité actuelle des

bases scientifiques anciennes utilisées par la CIPR pour calculer ses limites de dose.

2 - Pour les toxiques chimiques il y a une difficulté essentielle : l'absence de concentrations limites pour de nombreux éléments.

3 - Enfin il n'y a pas de méthode pour tenir compte des actions combinées des différents éléments.

Aujourd'hui, on est incapable de savoir quels seront l'état sanitaire et l'espérance de vie des générations futures. On ne connaît pas non plus quel sera le niveau de leurs connaissances médicales.

Assimiler les générations futures aux générations actuelles, comme cela a été fait pour le calcul de la limite alpha pour les stockages de surface, n'est acceptable que s'il n'existe pas d'autre solution mieux adaptée au problème. Or dans le cas des déchets HAVL, il existe une solution alternative proposée par l'Académie de médecine en décembre 2001, qui est l'utilisation de critères naturels. Cette solution impose d'abandonner l'approche pathologique pour passer à l'approche physiologique, ce qui constituerait un changement radical.

La Commission recommande que des études soient lancées pour comparer les deux approches avec la méthodologie simple dont elle avait déjà, sans succès, recommandé l'emploi dans son quatrième rapport annuel de 1998 (page 124).

# *Chapitre 3*

## *Modélisation et simulation numérique*

### **3.1. LA SIMULATION**

L'évaluation des performances de confinement d'un stockage par simulation sur ordinateur passe par les étapes suivantes :

*Modélisation* : pour modéliser un système spatio-temporel, on utilise les équations de base de la chimie et de la physique, comme la thermodynamique chimique, la mécanique des milieux continus ou bien des approximations des équations fondamentales comme la loi de Darcy pour calculer la charge hydraulique dans les milieux poreux. La complexité du système fait qu'il n'est pas possible de prendre en compte toute sa physique ; il faut donc répertorier les phénomènes et décider de les prendre en compte de manière complète ou partielle ou bien de les négliger. Pour un stockage, c'est-à-dire l'ensemble des installations manufacturées de stockage et la géologie du site, la modélisation est extrêmement complexe, qu'il s'agisse du système formé par l'ensemble ou de sous-systèmes ; de nombreux paramètres physiques sont mal connus et, de plus, variables dans l'espace.

*Développement* : chaque ensemble d'équations est ensuite discrétisé, une algorithmique de calcul est choisie et traduite sous forme d'un programme informatique. En outre, il faut aussi se préoccuper du couplage entre les différents sous-systèmes, comme le champ proche et le champ lointain. L'outil intégrateur est donc composite. Dans le cas d'un problème aussi complexe que celui du stockage, le logiciel de calcul n'est pas écrit par une seule équipe d'informaticiens. Il est d'autant plus important de créer des interfaces que les utilisateurs finaux ne sont pas les développeurs.

*Validation* : puisque l'outil est par nature imparfait, il faut choisir au mieux les paramètres des modèles, repenser ceux-ci et vérifier que les approximations faites sont légitimes. Cela se fait par comparaison entre les solutions numériques et les résultats expérimentaux acquis par des essais en laboratoire et sur

le terrain, ainsi que par l'observation des comportements de traceurs naturels à grande échelle. Il faut aussi s'aider d'études de sensibilité aux divers paramètres.

*Exploitation* : l'exploitation des outils informatiques peut alors commencer. Elle est sous la responsabilité de l'ANDRA. Les résultats contribuent à la constitution du dossier d'évaluation de la faisabilité d'un stockage (appliqué au site de Bure), dossier qui est prévu pour fin 2005.

La simulation a essentiellement pour objectif de donner des cartes de répartition de chaque élément (et des radionucléides associés) à prendre en compte en fonction du temps, décrivant ainsi la décroissance de radiotoxicité et l'évolution de la toxicité chimique. Les incertitudes sur les données et les différentes évolutions possibles du milieu (température, altération,...) font que la réponse n'est pas unique. À cela, il convient d'ajouter qu'une simulation détaillée des installations de stockage est aussi nécessaire sur les premiers siècles pour étudier les conditions de réversibilité. De plus, la simulation paraît bien être le seul outil crédible pour prédire l'évolution du stockage dans le cas de scénarios accidentels ou altérés, quantifier les risques et évaluer les conséquences.

L'exemple de la qualification du site de Yucca Mountain avec le logiciel GOLDSIM intégrateur de modules, issu des équipes de Lawrence Berkeley, Lawrence Livermore et Los Alamos National Laboratories est intéressant à analyser. Plus de 500 calculs complets avec des millions de variables ont été effectués pour qualifier ce site en vue d'un stockage de combustibles usés. Les accidents potentiels ont été quantifiés en terme de probabilité et simulés. Une éruption volcanique sur le site a même été prise en compte. Les résultats ont été condensés sous forme d'un modèle simplifié et un CD-ROM interactif a été mis à la disposition des décideurs pour répondre facilement à des ques-

tions qui n'étaient pas forcément traitées dans le rapport. Cet effort de rigueur et de communication a permis de faire porter le débat sur les questions de fond, car, dans l'ensemble, la qualité des outils mis en jeu a été reconnue.

### **3.2. LA SITUATION EN 2002**

Jusqu'ici les efforts de l'ANDRA ont porté principalement sur la modélisation et l'expérimentation.

Le 27 septembre 2001, l'ANDRA a présenté l'état de la modélisation des matériaux de stockage et en particulier celle des barrières ouvragées en béton. Il semble que l'évolution de celles-ci, à la fois sur des temps courts lors de leur mise en place et aussi à plus long terme ne soit pas bien connue et que les constantes physiques mesurées en laboratoire ne prédisent pas le comportement *in situ*. Le taux de fissuration et les lois de porosité et de pH en fonction de la température et du temps sont de ce fait difficile à établir, surtout pour des températures supérieures à 100 °C qui, fort heureusement, ne sont plus envisagées. Enfin il reste de grandes incertitudes sur l'évolution à long terme des barrières ouvragées argileuses. La modélisation fine des barrières ouvragées sera-t-elle intégrée avant 2005 dans le modèle global ?

Le 21 mars 2002, l'état de l'art en modélisation des termes sources et du comportement des colis a été présenté. La situation semble bonne pour les déchets B conditionnés avec des liants hydrauliques et reste controversée pour les boues bitumées. Pour les déchets C (verres) l'estimation de la surface effective du verre dans le colis CDS-V (paramètre intervenant dans le relâchement des radionucléides) et sur le terme source font encore l'objet de discussions. Rappelons ici aussi que la Commission doute de l'hypothèse faite dans un premier temps par l'ANDRA de l'infailibilité de tous les conteneurs des colis pendant 10 000 ans et même pendant 1 000 ans. Elle approuve les projets de l'ANDRA d'étudier ultérieurement les conséquences de défauts de conteneurs.

La modélisation progresse avec méthode. Elle est menée par de bonnes équipes scientifiques. Elle a permis à l'ANDRA de faire une analyse phénoménologique complète, et de définir les phénomènes dimensionnants pour une première simulation exposée dans le dossier de l'ANDRA « 2001 Argile ». Il faut toutefois souligner que ces choix

ont aussi été guidés par la disponibilité des logiciels et que des phénomènes potentiellement importants pour l'évolution du stockage ne sont pas pris en compte, par exemple l'évolution thermo-mécanique de la formation argileuse.

Côté développement de calcul, pour le « modèle local », l'ANDRA n'a pas à ce jour de logiciel d'intégration comparable à GOLDSIM pour évaluer le confinement des éléments dans un stockage dans l'argile (en milieu saturé ou non-saturé) en prenant réellement en compte leur comportement géochimique. C'est le cas du logiciel commercial, PORFLOW, exploité en interne par l'ANDRA. Pour le « modèle régional », ANDRA utilise des modèles hydrologiques classiques (MARTHE, SWIFT et TAFFETAS). Les outils mono-dimensionnels développés dans le passé, n'ont pas pris en compte les caractéristiques géologiques tridimensionnelles du site. Plusieurs autres outils ont aussi été évalués comme CASTEM 2000 (CEA), CODE-BRIGHT (Barcelone) pour le champ proche et UG (Université de Stuttgart) pour le champ lointain.

Fin 2000, l'ANDRA a décidé de développer conjointement avec le CEA un outil numérique intégré au sein du projet Open-Cascade, la future plate-forme ALLIANCES dont la version 1 est prévue en 2003.

Un exercice de couplage par passage de messages a été fait au CEA en coopération avec l'ANDRA, entre un module de transport et un module de géochimie. La commission avait recommandé en 2001 de reprendre cet exercice, mais entre un module de champ proche et un module de champ lointain, parce que cela aurait constitué un début de plate-forme numérique où les problèmes auraient pu être étudiés en vraie grandeur. Ceci n'a pas encore été réalisé. La Commission recommande que tout soit fait pour disposer le plus rapidement possible d'un outil de couplage champ proche - champ lointain applicable à la géométrie du site de l'Est.

Pour la validation du code et de ses modules, la commission avait demandé qu'un programme expérimental coordonné avec les développements numériques soit établi ainsi qu'un programme précis d'échéance pour les différentes phases.

Enfin pour l'exploitation, la Commission a fait remarquer que rien n'était encore prévu par l'ANDRA pour l'exploitation de la plate-forme numé-

rique, or l'expérience américaine a montré qu'il est effectivement judicieux de responsabiliser dès aujourd'hui l'équipe qui rendra compte des calculs.

### **3.3. LE DOSSIER 2001 - ARGILE**

Fin 2001, l'ANDRA a produit un dossier d'évaluation de la capacité de confinement d'un stockage dans le site de l'Est dans lequel les résultats présentés ont été obtenus avec les outils qu'elle avait à sa disposition. Il s'agit en fait d'un exercice pour préparer un dossier en 2004 et pour tirer des conclusions. On ne peut que se féliciter de cette action car, pour ce qui concerne la simulation, le rapport met très bien en valeur le travail fait et les points à améliorer. Par ailleurs, nombre de paramètres non-définis antérieurement ont été précisés comme les dimensions des colis et des galeries, leur disposition, etc.

Dans le dossier « 2001 Argile », il est dit que les modèles ont été simplifiés à l'extrême au terme d'un débat d'experts. Sans avoir d'objection de fond sur cette démarche, la Commission regrette que seules les conclusions soient présentées sans renvoi et référence à des rapports ou publications scientifiques sur les raisons ayant conduit à ces choix. En l'absence de telles justifications, ces choix peuvent apparaître arbitraires. Il faut aussi noter que les conclusions des experts sont partiellement guidées par ce qui est « faisable » numériquement. Des phénomènes sont ainsi négligés comme le couplage THMC et les transports gazeux. Les chercheurs numériciens extérieurs à l'ANDRA ont peu été consultés dans ces débats, les raisons étant essentiellement les différences de culture entre les deux communautés et le manque de document écrit dans un langage mathématique avec toutes les équations des modèles et les conditions aux limites. L'effort COUPLEX a bien montré la difficulté d'un tel exercice.

Les calculs de simulation pour le modèle local ont été principalement faits comme souligné ci-dessus avec le logiciel commercial PORFLOW. Un point très positif est que la vraie géométrie du site a été utilisée (avec néanmoins des simplifications assez restrictives sur la géologie, les hétérogénéités du massif ne pouvant être prises en compte à ce stade). Mais le calcul, pour difficile qu'il soit, reste assez « rudimentaire » face à son homologue américain pour Yucca-Mountain. Le dossier 2001 manque nettement d'explications quant aux valeurs données aux paramètres géologiques pour

le calcul. On pourrait prétexter que le problème essentiel est d'avoir l'ordre de grandeur du temps nécessaire à la migration des radionucléides jusqu'à la biosphère. Certes ! Mais cette information imprécise n'est acceptable pour les décideurs et le public que si les meilleurs outils ont été utilisés. À cet égard rappelons que la notion de crédibilité d'un dossier numérique est surtout liée à l'utilisation des outils les plus évolués au jour de la soumission du rapport (modélisation multi-phasique THMCR, description précise de la géométrie du système avec le plus de points de maillage possible et calcul multiprocesseurs). Ces critiques ne portent pas à conséquence en 2001, mais elles doivent être prises en compte pour rendre crédible le dossier 2005. Il est impératif d'être inattaquable sur la partie technique de la simulation.

### **3.4. LES OUTILS FUTURS DE L'ANDRA**

L'outil ALLIANCES est une nécessité pour l'ANDRA. Il est ambitieux (couplage multi-domaine, chaînage de codes, traitement des incertitudes). Mais sera-t-il prêt à temps et suffisamment souple ? La Commission souhaiterait avoir des rapports d'avancement sur sa mise en place plus fréquemment (le prochain est prévu en avril 2003), avec plus de détails sur les développements et les développeurs : qui écrit les modules applicatifs ? Qui s'occupe de l'intégration des modèles de termes sources ? Quelle échéance ? etc., car il semble déjà qu'un retard sur le développement des modules développés au CEA soit visible. La Commission souligne en particulier que, dans les grands projets, il est important de bien séparer le développement des modules du développement de l'outil intégrateur. Il est particulièrement regrettable qu'il n'y ait pas encore de module de champ proche et de champ lointain, qui sont des éléments de base. Si cette situation perdurait, elle pourrait contraindre l'ANDRA à continuer d'utiliser PORFLOW pour le dossier 2005, mais un calcul en milieu saturé sans géochimie prise sérieusement en compte ne suffira pas.

Par ailleurs, la validation du site pour l'implantation d'un stockage sera difficile sans application de méthodes inverses. Il s'agit d'utiliser la simulation pour prédire des valeurs que l'on connaît déjà et d'ajuster les paramètres mal connus du modèle jusqu'à ce qu'il redonne les bonnes valeurs. On voit difficilement comment de tels outils pourraient être prêts avant 2006 pour permettre à l'ANDRA d'utiliser cette méthode. Faudrait-il mettre une

équipe extérieure sur ce problème ? Cette technique est utilisée quotidiennement dans des domaines complexes comme la météorologie et est à l'étude à l'IFP et à l'UPC pour les écoulements en milieux poreux de faible perméabilité.

Enfin il paraît incontournable, comme l'a prévu l'ANDRA, de prendre en compte la probabilité de défaillance des conteneurs, vu leur nombre et les normes de fabrication industrielle, qui envisagent elles-mêmes un taux de défaillance (par exemple un pour mille dans le cas des conteneurs suédois). Il pourrait en résulter la présence de radionucléides dans le stockage à des dates voisines du présent, et la réversibilité pourrait ainsi devenir plus difficile dans certaines galeries. Comment évaluer cette situation ? Comment la présenter de manière compréhensible à l'opinion publique ?

### **3.5. LA SITUATION EN FRANCE**

Pour la simulation, force est de constater que la France est en retard par rapport à l'Amérique du Nord et aux pays scandinaves dont la Commission a visité les centres de recherches s'occupant de ce problème. Au regard des chercheurs impliqués dans la modélisation, on peut constater qu'il n'y en a pas assez pour l'écriture des logiciels intégrateurs. Cette situation rend difficile l'intégration des connaissances acquises sur les parties élémentaires du système dans un outil de simulation globale que l'on souhaite prêt avant 2006. Pour réagir face à cette situation, l'ANDRA a demandé au CNRS de créer un GdR en modélisation, MOMAS. Celui-ci est rattaché au département de Mathématiques mais le financement vient d'ailleurs. La CNE souhaite que le département de mathématiques du CNRS et ses laboratoires s'impliquent pleinement sur ce problème dont l'enjeu est de taille.

Les exercices comme COUPLEX lancés par l'ANDRA semblent porter leurs fruits et la Commission encourage l'ANDRA à poursuivre l'organisation de ces cas-tests ainsi que les rencontres universitaires associées (écoles d'été). Pour mieux mesurer la situation en France, peut être faudrait-il faire ces mêmes exercices en partenariat international.

### **3.6. RECOMMANDATIONS**

La Commission apprécie les travaux réalisés par les équipes de recherche sur la modélisation phénoménologique. Elle félicite l'ANDRA pour la direction

de ces recherches et l'effort d'intégration réalisé dans le dossier 2001 Argile. Elle émet les souhaits, remarques et recommandations suivantes :

Tout en appréciant l'orientation prise par l'ANDRA et le CEA pour la mise en place de la plate-forme ALLIANCES, la Commission souhaite obtenir plus d'informations pour ce qui concerne le développement des modules de base de la simulation dans la plate-forme : publication du cahier des charges générales et spécifiques aux modules champ proche, champ lointain, géochimie, biosphère. La Commission attache une grande importance à la qualité des modules intégrés dans la plate-forme de simulation et à leur validation.

La Commission s'inquiète du retard pris au CEA sur le développement des modules de base dans ALLIANCES. Il serait opportun d'ouvrir cette tâche à d'autres participants, universitaires ou privés. Par ailleurs il conviendrait d'acquiescer un programme de secours, utilisable dès maintenant, et capable de traiter les problèmes de l'hydrologie, de la thermique et de la géochimie. C'est par exemple l'option prise par ENRESA en Espagne en utilisant le logiciel commercial GOLDSIM déjà mis en œuvre pour l'analyse de sûreté de Yucca Mountain.

Le dossier 2001 Argile, tout en étant instructif et formateur, a révélé un net déséquilibre entre la modélisation et la simulation : même si elle est encore très imparfaite dans certains secteurs, la modélisation est en avance et les développements ne peuvent pas être intégrés quantitativement dans les exercices de sûreté. La faiblesse de la simulation vient du manque d'outils numériques et du manque de souplesse des logiciels utilisés par l'ANDRA : si PORFLOW n'évolue pas vers un meilleur couplage champ proche - champ lointain - géochimie, il faut dès maintenant penser au logiciel qui devrait lui succéder.

Le Dossier 2001 Argile a conduit l'ANDRA à faire un grand nombre d'hypothèses pour la modélisation. Il est difficile d'évaluer le bien-fondé de ces hypothèses, parce que les études scientifiques sur lesquelles reposent ces choix ne sont pas référencées. La Commission recommande qu'ils soient bien justifiés pour ne pas paraître arbitraires.

L'évaluation d'un site pour un stockage donné comportera nécessairement pour partie une approche probabiliste, compte tenu de la nécessité d'en-

visager des scénarios altérés ou accidentels. Il faut en préparer les études.

L'évaluation de l'outil numérique doit être pensée dès maintenant ; un plan de comparaison simulation/expérience doit être fait. Les calculs de sensi-

bilité et les calculs inverses pour caler les modèles doivent être envisagés.

La Commission souhaite continuer à être informée chaque année de l'avancement des travaux de modélisation et de simulation numérique.





## Chapitre 4

# ***Les recherches sur la séparation poussée et la transmutation - Axe 1 de la loi de 1991***

### **4.1. SÉPARATION POUSSÉE**

Depuis sept ans, la Commission examine les recherches sur la séparation des actinides et des produits de fission, conduites par le CEA, et les recherches supports conduites dans d'autres laboratoires. Elle a rendu compte des essais qui ont conduit d'abord à l'élaboration de schémas de procédés, puis à leur mise en œuvre sur des solutions actives représentatives de celles qui pourraient être traitées industriellement, si la décision était prise. Elle a noté dans ses rapports successifs les difficultés rencontrées et les progrès accomplis, et a fait des recommandations. L'an dernier, la Commission avait souligné que 2001 serait une année « bilan ». L'audition du 22 novembre 2001 a permis de faire un point sur les recherches conduites en séparation poussée et de préciser l'orientation de celles à conduire d'ici 2006 dans la perspective d'une suite à leur donner après cette date. Cette audition a aussi permis d'obtenir une réponse à la question que se posait la Commission concernant la possibilité d'anticiper la mise en œuvre de la séparation poussée avant que des moyens de transmutation soient disponibles, et dont le corollaire était de vérifier si les recherches à conduire pour cela étaient programmées. Le CEA a fourni à la Commission, début 2002, comme il s'y était engagé, un rapport spécifique sur les résultats obtenus.

Le CEA considère que la faisabilité scientifique de la séparation de américium, curium et césium est d'ores et déjà quasiment atteinte, celle de neptunium, technétium et iode étant déjà acquise. À preuve, le succès des derniers essais conduits dans ATALANTE qui ont montré que l'on peut séparer américium, curium et césium à 99,9 % avec des facteurs de pureté suffisants pour une utilisation ultérieure des éléments séparés. Ces essais sont l'aboutissement d'un long processus de réflexion scientifique sur les mécanismes d'extraction et les choix des réactifs chimiques, sur la tenue aux rayonnements de ces réactifs et sur le développement de nouveaux appareillages. La Commission partage

globalement ce point de vue qui est exprimé plus en détail au paragraphe 4.1.1, ci-dessous, en examinant les performances réelles et attendues des procédés.

Pendant les cinq années qui viennent le CEA va, tout en poursuivant la recherche fondamentale nécessaire, orienter ses recherches sur la faisabilité technique des procédés les plus réalistes au plan de la mise en œuvre des réactifs, de la conduite de chaque procédé et de la conduite de leur enchaînement. Prouver une telle faisabilité consiste à montrer qu'il sera possible de fournir des éléments séparés sous une forme autorisant soit des conditionnements spécifiques, soit la transmutation par voie de réacteur ou autre. Il est clair que cela implique des développements devant tenir compte du point de vue d'un industriel. À cet égard le programme de recherches doit être discuté avec COGEMA dès 2002. Cela nécessite aussi de nouveaux outils. Ils sont en cours de réalisation dans ATALANTE. Le CEA fixe la date de fin 2004 pour faire un point sur la faisabilité technique qui devrait être acquise en 2006. La Commission détaille ces moyens et donne son avis sur les échéances au paragraphe 4.1.3.

L'objectif du CEA pour 2006 est de pouvoir présenter un dossier complet sur la séparation poussée suffisamment étayé pour pouvoir éventuellement lancer une étude de faisabilité industrielle. La Commission donne son avis sur cet objectif ambitieux au paragraphe 4.1.4.

#### **4.1.1. Faisabilités scientifiques**

##### ***Neptunium, technétium et iode***

Quelques modifications du procédé PUREX devraient permettre de séparer plus de 99 % du neptunium et de l'iode. Cet élément est déjà récupéré à la Hague et pourrait l'être dans cette proportion, et même plus. Le neptunium n'est pas séparé par le procédé PUREX. Pour le technétium soluble, dont la fraction à la Hague dans les solu-

tions de dissolution des combustibles usés est mal définie (85-90 %), la séparation serait aussi de 99 %. Le neptunium, le technétium soluble et la partie insoluble qui est dans des intermétalliques sont actuellement conditionnés dans les verres. La Commission a déjà traité de ces points.

### **Actinides mineurs**

Au terme de quatre essais en actif, le procédé DIAMEX, tel qu'il est défini aujourd'hui, permet d'obtenir sans difficulté, dans une solution aqueuse acide (acide nitrique 0,1 à 1 M) dite « retour DIAMEX », 99,9 % de l'américium et du curium, 60 % des lanthanides de la solution de départ et des traces d'autres produits de fission. La solution de départ est la solution dite « raffinat du procédé PUREX » à laquelle on a ajouté des acides organiques complexants. C'est celle qui renferme tous les éléments des combustibles usés excepté uranium, plutonium et les éléments des réactifs utilisés dans le procédé PUREX.

Pour séparer actinides et lanthanides de la solution « retour DIAMEX », il y a trois possibilités correspondant aux procédés dits : SANEX « BTP », SANEX faible acidité et PALADIN. Ils conduisent à des solutions aqueuses de retour de diverses compositions, renfermant plus de 99,9 % de l'américium et du curium de départ et des traces de lanthanides (les facteurs de décontamination vont de 160 à 800).

La séparation des deux actinides à partir des solutions précédentes est réalisée par extraction de l'américium oxydé à la valence six (procédé SESAME) et elle donne des solutions aqueuses quasiment pures d'américium d'une part et de curium d'autre part. Cette séparation pourrait ne pas être nécessaire pour la fabrication de cibles de transmutation (cf. paragraphe 4.2).

Le schéma porté en annexe 2 montre l'enchaînement des tests de procédés qui ont été pratiqués durant l'année 2001 et donne des indications sur les réactifs et solutions utilisées.

Les difficultés de mise en œuvre des procédés (excepté DIAMEX) sont variables et, pour les aplanir, il reste encore des mises au point à faire. DIAMEX est simple et présente d'excellentes performances. On retrouve dans la solution de retour moins de 0,2 % de palladium et de 1,2 % de ruthénium et des traces d'autres éléments. De plus le solvant semble résistant à la dégradation, notamment

par irradiation, et sa régénération est possible. Il reste à étudier le comportement de neptunium, plutonium et uranium dans le système (ils sont en traces dans le raffinat PUREX). SANEX BTP et SANEX faible acidité sont difficiles à piloter car ils sont ou freinés par des cinétiques de transfert, ou très sensibles à la variation de certains paramètres, comme le pH ; le solvant est également sensible à la dégradation, mais des parades sont actuellement à l'étude. L'avantage de PALADIN de pouvoir séparer directement américium et curium du raffinat PUREX est, pour l'instant, contrebalancé par des opérations un peu compliquées pour remédier à la co-extraction d'éléments présents dans le raffinat PUREX. Par ailleurs, elles génèrent trop d'effluents aqueux. Le procédé PALADIN simplifié consiste, pour éviter cet inconvénient, à partir de la même solution que dans le procédé DIAMEX. Mais cela nécessite d'utiliser deux réactifs d'extraction et par conséquent de modifier le solvant. Il faut ensuite résoudre le problème de sa régénération qui consiste, ici, à éliminer les produits de dégradation, mais aussi, à séparer les deux réactifs. Il convient d'apporter quelques modifications d'appareillage au procédé SESAME pour maintenir l'américium à la valence six au cours de son extraction ; en effet, une partie de cet américium est réduit au contact du solvant.

Au plan de la compréhension des mécanismes d'extraction des éléments, tout n'est pas encore parfaitement compris, mais il n'y a pas d'incertitudes qui puissent être un frein aux développements.

L'examen du schéma porté en annexe 2 montre que le procédé le plus élégant pour séparer l'américium du curium serait, parmi ceux dont la faisabilité scientifique est prouvée, le procédé PALADIN simplifié.

### **Césium**

Le césium est extrait à partir d'une solution de retour du procédé DIAMEX à mieux de 99,8 % par deux calixarènes greffés en présence d'autres réactifs (cf. annexe 2). Le procédé semble robuste et est désormais ouvert à la démonstration de sa faisabilité technique.

### **Rapport sur la faisabilité scientifique de la séparation poussée (Rapport DEN/DDIN/DPRGD/2001/2)**

Ce rapport présente de façon claire, détaillée et bien organisée les résultats acquis fin 2001 avec leur mise en perspective jusqu'à 2006 (cf. paragraphe 5.2). Ceux-ci ont été présentés à la Commission entre

1996 et 2000 et de façon globale le 22 novembre 2001. Elle en a rendu compte dans ses rapports successifs. Ces résultats ont été obtenus par le CEA en bénéficiant de collaborations dans le cadre du GdR PRACTIS et surtout d'actions de recherche menées dans le cadre de Programmes Européens des 4<sup>ème</sup> et 5<sup>ème</sup> PCRD. Le CEA présente les motivations de la séparation poussée et la stratégie adoptée (essentiellement pour minimiser les déchets), ainsi que l'état d'avancement des procédés de séparation du neptunium, de l'iode, du technétium, des procédés DIAMEX, SANEX, PALADIN, SESAME et CALIXARENE, récapitulés sous forme de schémas bien documentés. Pour chacun, ce qui reste soit à vérifier soit à compléter est indiqué. Cette synthèse donne en référence pour chaque procédé les rapports techniques sur lesquels s'appuie le texte. Enfin un chapitre est consacré à l'ébauche de ce que pourrait être le schéma d'un atelier de séparation si les procédés décrits étaient mis en oeuvre. La conclusion générale est que la faisabilité scientifique de séparation des éléments considérés est démontrée et qu'il y a plusieurs approches scientifiques pour les séparer. Le choix à venir de l'enchaînement des procédés sera dicté par des considérations de faisabilité en milieu industriel. Quelques comparaisons de possibilités sont esquissées. En fait, une orientation de choix est faite dans le rapport du CEA qui est discuté au paragraphe 4.1.3.

La Commission a surtout fait état jusqu'à aujourd'hui des résultats sur la séparation des actinides et du césium. Sur ces sujets certaines données de ce rapport sont nouvelles. Ce sont soit des données de détail, soit des études parallèles à celles intéressant les cœurs des procédés. L'ensemble du rapport atteste d'un travail scientifique en profondeur. La séparation et la récupération du neptunium, du technétium et de l'iode dans le procédé PUREX n'avaient été que partiellement présentées à la Commission. Ce rapport complète les informations de la Commission sur ce sujet.

La Commission s'est déjà prononcée sur l'originalité (tous les résultats sont nouveaux) et sur la qualité des recherches tant fondamentales qu'appliquées concernant la séparation poussée.

Un certain nombre de résultats présentés dans ce rapport, couverts par des brevets, ont été publiés dans des journaux scientifiques. À cet égard on peut constater que des études très fondamentales (non mentionnées dans le rapport) ont été associées à la

mise au point des procédés. Davantage de résultats ont été largement exposés dans des conférences nationales et internationales. Les références à ces publications et communications sont données dans l'annexe bibliographique qui montre que nombre de publications internes auraient pu être diffusées vers l'extérieur. La Commission a souvent souligné le déficit en matière de publications du CEA sur les recherches qu'il conduit dans le cadre de la loi. L'excellent travail réalisé en séparation poussée pourrait donner matière pour combler ce déficit. Cet excellent rapport devrait être lui-même diffusé.

### **Conclusion**

La Commission considère que les recherches en séparation poussée sont à une étape où leur nature doit changer. Elle est convaincue que la démonstration de la faisabilité scientifique du procédé DIAMEX est largement faite. Elle note que, pour les procédés SANEX, certains problèmes périphériques au cœur des procédés, mais importants, en particulier la régénération des solvants doivent être résolus. Cela ne remet certes pas fondamentalement en cause leur faisabilité scientifique mais nécessite encore quelques études de base. Il en est de même pour SESAME vis-à-vis de la réduction de l'américium hexavalent. Quant au césium, sa séparation à partir de solutions de haute activité ne pose pas de problème scientifique.

La Commission apprécie le travail considérable réalisé depuis quelques années dans le domaine de la séparation poussée. Compte tenu des installations qui vont être mises en oeuvre dans ATALANTE pour les développements devant conduire à la démonstration de la faisabilité technique, la Commission est confiante que cette faisabilité puisse être apportée à l'échéance de la loi.

### **4.1.2. Autres recherches**

En parallèle avec les recherches visant à démontrer la faisabilité scientifique des procédés examinés ci-dessus, le CEA conduit d'autres recherches, visant des procédés alternatifs ou des recherches plus prospectives.

### **Actinides mineurs**

Le CEA étudie la possibilité de séparer américium de curium à la valence trois, soit par le même réactif (malonamide) que celui utilisé dans DIAMEX, soit en utilisant des calixarènes greffés dont la synthèse ne pose pas de problème et dont les proprié-

tés de séparation ont été et sont étudiées dans le cadre de contrats européens.

Les calixarènes greffés sont des molécules construites sur le motif cyclique dit calixarène auquel on ajoute des molécules qui, seules, extraient déjà les actinides mineurs et les lanthanides, ou qui extraient les uns ou les autres. En les réunissant sur un même motif, on exacerbe leurs propriétés séparatives. Il existe ainsi des calixarènes greffés soit pour extraire ensemble lanthanides, américium et curium à partir du raffinat PUREX (greffés CMPO) puis pour séparer lanthanides et l'ensemble américium et curium (greffés amide), soit enfin pour extraire seulement américium ou curium (greffés CMPO et amide).

Pour séparer l'américium du curium après application du procédé DIAMEX, le plus simple est d'utiliser des calixarènes greffés CMPO. Pour ces molécules, les essais sur solution active auront lieu en 2002. Comme avec ces extractants les coefficients de séparation entre les deux éléments sont faibles, il faut des installations d'extraction en continu performantes et cela nécessite un développement technologique en plus des recherches de base.

Si les recherches avec les calixarènes greffés donnaient lieu à des procédés, ils seraient respectivement équivalents à DIAMEX, SANEX et PALADIN. Pour l'instant le CEA ne développera que la voie calixarène CMPO.

### ***Produits de fission à vie longue autres que césium, technétium et iode***

Les éléments issus de la fission (autres que césium, technétium et iode), dont certains isotopes sont des radionucléides à vie longue, sont : zirconium, niobium, palladium, sélénium, étain ; il faut y ajouter le chlore, en raison de la présence de chlore 36, et le carbone, en raison de celle du carbone 14, produits par activation d'impuretés dans les combustibles usés. Pour tous ces éléments, il ne s'agit pas de recherches concernant la faisabilité scientifique de procédés, mais de recherches préliminaires, en attendant que le besoin de leur séparation soit réellement exprimé. Dans ce cas, le CEA renforcerait les études. Actuellement, conformément à ce que l'on préjuge de leur comportement chimique, ces éléments doivent se retrouver dans les verres, excepté le carbone qui s'échappe à la dissolution des combustibles (comme le fait l'iode). Seul le zirconium pourrait être séparé en adaptant le pro-

céde PUREX. La séparation des autres relève de procédés de séparation poussée. Les recherches en cours visent le comportement des éléments dans le procédé PUREX comme cela a été dit dans le rapport n° 7. Cela passe en premier par la mise au point de méthodes analytiques.

Cette année quelques avancées sont à noter dans l'étude de l'extraction du palladium, du sélénium et de l'étain dans les conditions de PUREX.

La Commission considère depuis longtemps que la hiérarchisation des radionucléides à vie longue nécessitant ou non leur séparation est un point important à éclaircir. Il devrait l'être à la suite des conclusions que l'Andra tirera de l'exercice de vérification de sûreté associé à son concept actuel de stockage. Le CEA attend apparemment des informations.

Quoiqu'il en soit, la Commission considère qu'il conviendrait de connaître le comportement de ces éléments dans le gel qui se développe sur les verres au contact de l'eau.

### ***Pyrochimie***

Les recherches en pyrochimie visent au traitement de cibles (ou de combustibles) de transmutation afin de séparer certains éléments par diverses méthodes (voir rapport n° 7). Elles sont conduites dans un large cadre de collaboration entre toutes les équipes françaises travaillant en milieu sel fondu et celles de plusieurs autres pays européens (programme PYROREP du 5<sup>ème</sup> PCRD) ou de pays où des recherches de ce type ont démarré depuis longtemps (USA, Russie et Japon). Les recherches de base sont actuellement conduites en support de deux concepts fondés sur l'extraction des éléments par un métal liquide à partir de fluorures fondus (concept PYREX) ou par électrodéposition sur une cathode de cadmium liquide en milieu chlorures fondus (procédé ANL, développé par Argonne National Laboratory). Il n'y a pas encore de schémas de procédé associés à ces concepts.

Cette année, lors d'essais exploratoires portant sur des étapes prévisibles du concept PYREX, des résultats ont été obtenus sur l'extraction du plutonium (92,5 %) et de l'américium (85 %) par un alliage zinc-magnésium liquide et l'extraction de produits de fission avec de l'antimoine liquide. Les milieux salins étaient des mélanges de fluorures de lithium, calcium et magnésium. L'alliage liquide aluminium-cuivre devrait, lui aussi, bien extraire le

plutonium et l'américium. De même, des essais exploratoires d'électrodeposition de plutonium dans du cadmium liquide à partir de chlorure de lithium, potassium et cadmium ont été concluants. D'autres essais à partir de ces milieux sont prévus pour 2002. L'électrochimie des actinides en milieu chlorure ou chlorure-fluorure pour déterminer les potentiels de dépôt des éléments se poursuit activement.

La Commission considère que les recherches en pyrochimie se poursuivent avec succès. Le CEA a indiqué que la collaboration avec Argonne allait se concrétiser. Les USA ont effectivement expérimenté à une échelle pilote des installations de pyroélectrochimie et de pyroélectrometallurgie pour traiter de divers combustibles afin d'en extraire les actinides. L'orientation des recherches du CEA va dans le sens d'une telle collaboration.

#### **Apport des recherches conduites dans le cadre de PRACTIS**

Parmi les recherches fondamentales conduites dans ce GdR qui regroupe environ 35 laboratoires du CNRS, des Universités et du CEA, plusieurs sont en relation directe avec la problématique des séparations des RNVL. Il s'agit en particulier des recherches : sur leur comportement en solutions aqueuses ou organiques et en milieux fondus, sels et métaux, sur les cinétiques de transfert entre phases liquides et sur la modélisation moléculaire. Des progrès spectaculaires dans l'étude des polyèdres de coordination des ions par spectroscopie d'absorption X, réalisée auprès de machines synchrotron (LURE et ESRF en France et Stanford aux USA) et dans la modélisation quantique et par mécanique moléculaire ont été obtenus. Par ailleurs c'est dans le cadre de PRACTIS qu'a lieu la renaissance en France des études théoriques et expérimentales sur la chimie des actinides et autres éléments dans les milieux fondus (sels et métaux).

#### **4.1.3. Faisabilités techniques**

La faisabilité technique doit être établie en étudiant des problèmes de nature très différente de celle des recherches de base ou des essais de qualification des procédés. Il faut : expérimenter avec des réactifs en quantités importantes neufs ou recyclés (à cet égard, leur régénération est un point clé) et s'assurer que les conditions de leur production ne sont pas rédhibitoires, développer les appareils de génie chimique, gérer les déchets secondaires et s'assurer, dans les options choisies, que la sûreté au sens nucléaire du terme sera

respectée. Pour ces transpositions d'échelle, le CEA doit installer une boucle d'irradiation des solvants (2002), une plate-forme technologique pour développer des appareils (colonnes pulsées, électrolyseur, modules de fibres creuses pour traitement des solvants) et terminer l'équipement de l'installation CBP d'ATALANTE, dans laquelle l'enchaînement des procédés sera fait sur de longues durées (mise en actif en 2003 pour 20 kg de combustibles). La Commission a visité l'installation CBP.

Le CEA estime pouvoir se prononcer sur la faisabilité technique des procédés de séparation poussée fin 2004. À cette date des développements technologiques auront été réalisés, mais la Commission souligne que l'échéance de la loi est à fin 2006 et que le délai fixé par la loi doit être pleinement utilisé. Pour autant, elle comprend le souci du CEA de faire un point en 2004.

#### **Rapport sur le Programme de faisabilité technique de la séparation poussée (DEN/DDIN/RT-DPRGD/2002/1)**

Ce rapport fait suite au rapport sur la faisabilité scientifique. Il décrit le programme de la phase de démonstration de la faisabilité technique, c'est-à-dire les études et les essais qui se dérouleront entre 2000 et 2005 à Marcoule, en particulier dans ATALANTE. Les résultats visent à l'évaluation d'un éventuel déploiement industriel de la séparation poussée. Celui-ci impliquerait toutefois une étape supplémentaire de définition des appareils et de leur domaine opératoire, en quelque sorte une étape pilote. À l'échéance de 2005, seul le dimensionnement des appareils sera fait. Néanmoins, cela devrait permettre cependant d'évaluer un coût d'installation et de fonctionnement.

L'étude se fonde sur la technologie éprouvée actuellement à la Hague, pour laquelle les codes de calculs des appareillages du procédé PUREX sont validés (colonnes d'extraction liquide-liquide pulsées, contacteurs de lavage des solvants). Le rapport recense les expériences partielles et intégrales à réaliser soit pour valider les codes sur des maquettes d'appareillages représentatives de la réalité industrielle (nucléarisation de colonnes spéciales, développements technologiques de contacteurs de régénération de solvants, tests hydrodynamiques de colonnes, tests de recyclage de solvants), soit pour obtenir les paramètres cinétiques des procédés et la résistance des solvants (radiolyse et hydrolyse dans une boucle d'essai). Il est prévu de travailler avec

60 litres d'une solution active obtenue en dissolvant 15 kg de combustible usé.

Les procédés retenus pour les études sont :

- adaptations de PUREX pour séparer le neptunium, le technétium et l'iode ;
- PALADIN, pour séparer l'américium et le curium directement de la solution active, suivi du procédé de séparation de l'américium et du curium trivalents ;
- et finalement du procédé CALIXARENE pour extraire le césium à la suite de PALADIN.

Le rapport indique quelles seront et comment seront étudiées les étapes des procédés. Les calendriers sont établis, les cellules d'ATALANTE où les expériences seront réalisées sont désignées ainsi que les moyens humains au sein du CEA. Les études annexes, assez nombreuses, dont certaines peuvent être réalisées hors ATALANTE sont aussi listées. Au stade actuel il ne paraît pas nécessaire de rentrer dans le détail des expériences décrites dans le rapport. La Commission aura l'occasion d'y revenir dans ses prochains rapports.

Pour ce qui concerne les actinides, le choix arrêté par le CEA peut sembler loin des études de faisabilité scientifique qu'il a conduites, puisque les procédés DIAMEX et SESAME n'apparaissent pas nominalement. En fait, il n'en est rien car PALADIN, tel que prévu (PALADIN simplifié), intègre toutes les connaissances acquises dans DIAMEX et nombre de celles associées aux procédés SANEX. Seul SESAME est réellement écarté au profit d'une méthode classique de séparation multi-étages d'éléments trivalents, dont les propriétés sont trop proches pour être séparées selon les schémas habituels. Une certaine unité des procédés repose sur l'utilisation du diamide DMDOHEMA maintenant bien connu. Tous les réactifs testés dans l'étape de faisabilité scientifique sont repris.

Après avoir pris connaissance de ce rapport, la Commission souhaite savoir si les recherches sur les autres procédés comme SANEX et SESAME seront arrêtées.

Par ailleurs elle remarque que nombre de schémas apparaissant dans d'autres documents et supposant une mise en œuvre industrielle de séparation poussée devraient être révisés.

#### **4.1.4. Objectifs**

L'objectif du CEA pour 2006 n'est pas d'avoir un pilote d'une installation de séparation pouvant se greffer sur des ateliers de la Hague, mais d'avoir identifié et expérimenté des solutions pour lever les points critiques d'un schéma complet de séparation des éléments considérés actuellement comme prioritaires. Cela implique une expérimentation à une échelle et sur des durées appropriées, comme décrit au paragraphe 4.1.3. Dans le même temps, des évaluations techniques et économiques d'intégration de ces schémas dans une usine de retraitement de combustibles usés devront être faites. Un cahier des charges et un planning des étapes d'un développement possible d'une installation industrielle devrait ainsi être établi. Cette dernière phase imitant les études de faisabilité industrielle doit nécessairement être menée conjointement par COGEMA et le CEA.

La Commission considère que les recherches projetées pour atteindre cet objectif sont appropriées. Elle souligne que ces recherches doivent aller jusqu'à la définition voire l'expérimentation préliminaire de conditionnements d'attente des produits séparés, car il est clair que leur utilisation sera différée dans le temps, qu'il s'agisse de conditionnements spécifiques ou de transmutation, si des décisions étaient prises dans ce sens en 2006. À cet égard, la Commission rappelle que le passage de l'expérimentation scientifique et technique aux pilotes et aux ateliers industriels ne peut se faire que dans la continuité. C'est pourquoi elle considère qu'il ne pourra y avoir de discontinuité en 2006 sans préjudice pour le développement des procédés concernés.

Elle note également que, si le souhait naturel des chercheurs est de voir l'application de leurs recherches, les industriels ont une attitude plus prudente. Tout d'abord, COGEMA, directement responsable d'une mise en œuvre industrielle, souhaite attendre les résultats de l'étude de faisabilité industrielle avant de prendre position. De son côté, EDF par laquelle devrait être financée l'application industrielle souhaite aussi attendre l'étude économique associée.

Un autre problème devra être examiné, celui de la pertinence du raccordement de nouveaux ateliers aux installations déjà anciennes que sont UP2-800 et UP3. Les conditions d'un raccordement transitoire sur de telles installations avec des « brides en attente » pour un futur raccordement sur un nouveau complexe de retraitement néces-

sitent non seulement un examen technique mais aussi une réflexion stratégique à long terme.

#### **4.1.5. Conclusion générale sur la séparation poussée**

La Commission tient à souligner l'important travail réalisé par le CEA dans le domaine de la séparation poussée et les résultats remarquables qu'il a obtenus dans le cadre de nombreuses collaborations où il est resté leader. Ces résultats sont reconnus comme tels par la communauté internationale. Parmi les pays qui conduisent des recherches en vue de la transmutation et qui ont étudié leurs propres procédés, certains s'intéressent de près aux voies empruntées en France car les déchets secondaires induits par les procédés français sont plus faciles à gérer.

#### **4.2. COMBUSTIBLES ET CIBLES POUR TRANSMUTATION**

Le CEA a présenté à la Commission le 13 décembre 2001 l'état des recherches qu'il conduit sur les combustibles et les cibles pour la transmutation des radionucléides résultant des procédés de séparation poussée. Ces recherches visent à qualifier des matériaux de très hautes qualités susceptibles d'être introduits en quantités significatives dans des réacteurs et pour lesquels plusieurs contraintes physiques et chimiques doivent être respectées. Les propriétés requises sont par exemple : tenue physique à des flux élevés de neutrons (rapides et thermiques) et de particules alpha, transparence à ces neutrons, température de fusion très élevée, conductibilité thermique élevée, bonnes propriétés thermomécaniques (pas de gonflement, pas de fissuration), retraitement possible ou bon confinement des radionucléides formés lors de la transmutation. Les valeurs réductrices des paramètres qui caractérisent ces propriétés sont connues pour atteindre un taux de transmutation donné. De plus, des contraintes liées à la sûreté des installations utilisées dans ces recherches doivent être obligatoirement respectées, comme l'intégrité physique des cibles.

La transmutation peut être réalisée selon le concept dit homogène, consistant à diluer un élément chimique dans les pastilles de combustible nucléaire (cas typique du neptunium) ou selon le concept dit hétérogène, consistant à introduire des « cibles » dans le réacteur (cas de l'américium et du curium). La dispersion à moins de 5 % en masse des éléments dans les pastilles de combustibles UOX et MOX ne pose pas vraiment de problème. En revan-

che la préparation de pastilles céramiques comportant par exemple plus de 10 % en masse de l'élément dans un matériau inerte de dilution demande des recherches importantes. Le matériau de dilution est dit inerte, au sens où il ne génère pas de produits fissiles ou fertiles sous irradiation neutronique. Ces pastilles particulières, insérées dans des gaines, constituent les « aiguilles cibles » de transmutation.

À ce jour, pour les actinides, les voies développées au CEA portent sur l'obtention et la caractérisation de céramiques oxydes, solutions solides d'actinides dans des oxydes de zirconium ou de cérium ou bien micro- ou macro-dispersions d'oxydes d'actinides dans l'oxyde de magnésium ou l'oxyde double de magnésium et d'aluminium (spinelles). Après que le procédé de fabrication de ces céramiques ait été conçu, l'essentiel des études concerne leur endommagement par irradiation. Ce sont des études qui nécessitent un passage obligé en réacteur. D'autres composés comme des nitrures et des alliages métalliques sont étudiés en collaboration (Allemagne, Japon, Russie) et dans le cadre du GdR NOMADE, tant qu'il s'agit d'éléments stables. À ce jour des cibles ont déjà été irradiées en réacteurs avec un certain retour d'expérience. Un calendrier d'irradiation est établi utilisant au mieux les dispositifs disponibles, ou prévus de l'être (réacteurs à neutrons rapides, ou thermiques à haut flux, et accélérateurs).

L'objectif des études est, selon le CEA, de proposer en 2006 des types de cibles permettant d'atteindre un niveau de transmutation de 90 % par fissions cumulées.

Enfin le CEA étudie des matériaux prometteurs pour de futures cibles.

#### **4.2.1. Recherches sur les cibles d'irradiation**

##### **Les acquis**

Pour ce qui concerne les actinides en dilution, des aiguilles de combustibles à base d'oxyde d'uranium et de plutonium renfermant soit du neptunium seul, soit un mélange neptunium et américium, ont déjà été irradiés dans PHENIX. Les premiers résultats ne montrent pas de phénomènes inattendus à faible taux de combustion. D'autres combustibles métalliques, alliages d'uranium, plutonium, zirconium et actinides mineurs (neptunium, américium et curium) sont prêts à être irradiés.



Pour ce qui concerne les cibles, les études ont porté depuis 1993 sur l'irradiation par ions lourds et neutrons de nombreux oxydes inertes et cela a conduit au choix des oxydes évoqués ci-dessus. Des cibles à base d'oxyde d'américium et de spinelle (américium micro-dispersé) préparées en Allemagne ont été irradiées dans un réacteur à haut flux (collaboration européenne EFTTRA) jusqu'à un taux de fission de 70 % et un taux de capture de 30 %. Les résultats montrent que le concept de macro-dispersion est probablement meilleur que celui de micro-dispersion et c'est dans cette voie que des recherches ont été fortement engagées par le CEA. Des cibles de ce type ont été préparées et sont en attente d'irradiation.

Enfin, pour les éléments technétium et iode, les essais en réacteur à haut flux montrent que les cibles de technétium métalliques sont adaptées mais que les composés d'iode testés ne sont pas bons, ce qui jette un doute sur la faisabilité de la transmutation de l'iode 129.

### **Cibles oxydes**

Les études conduites en 2001 et présentées à la Commission ont porté sur les dommages causés dans les oxydes inertes par irradiation avec des ions lourds : mécanismes, évolution structurale et apparition de nouvelles phases, évolution micro-structurale, migration des produits de fission et de l'hélium. Pour une large part ces recherches sont développées dans le cadre de NOMADE. Un programme important de simulation numérique est lancé.

L'intérêt de la macro-dispersion d'un oxyde d'un élément ayant un isotope fissile est de limiter l'endommagement du matériau irradié par des neutrons à des zones localisées. Mais, pour des raisons de confinement des produits de fission, il faut qu'il y ait parfaite continuité entre la macro-masse d'oxyde d'actinide et l'oxyde inerte, tous deux à l'état de céramique (matériau composite CerCer). De tels matériaux ont été réalisés avec de l'oxyde d'uranium et de la spinelle, mais le procédé n'est pas transposable à la magnésie, en raison d'une micro-fissuration importante de la matrice lors du frittage, incompatible avec les spécifications d'une cible devant être irradiée. Les études entreprises depuis 1999 ont abouti à la fabrication d'un lot de 20 pastilles ayant les caractéristiques microscopiques d'homogénéité, de répartition et de continuité de phases voulues. Ce lot sera irradié dans deux aiguilles et ce sera la première fois qu'une cible à macro-masses sera testée

en réacteur. La mise au point du procédé a demandé de nombreuses études paramétriques : taille des macro-masses, sphéricité, pourcentage en volume, obtention du matériau composite, cinétique de densification et de frittage en fonction de la température et de l'atmosphère de travail. Des spécifications ont été établies. Le stade suivant est la transposition à l'américium.

### **4.2.2. Recherches sur des matériaux pour cibles d'irradiation**

La zircone stabilisée dans sa phase cubique par de l'yttrium trivalent répond aux critères de matériau inerte (fusion à 2 680 °C et résistance à l'irradiation) et donne des solutions solides avec l'américium. Les solutions solides assurent au niveau atomique une homogénéité parfaite. Les limites de stabilité de telles phases obtenues par mélanges appropriés de zircone, d'oxyde d'yttrium et de dioxyde d'américium sont étudiées depuis 1999 par le CEA en collaboration avec Oak Ridge. Parmi toutes les solutions solides possibles avec l'américium (cf. annexe 3), une phase a été choisie pour des tests thermiques cycliques jusqu'à 1 200 °C sous atmosphère inerte. Sa structure reste inchangée. Les études sont poursuivies.

Le CEA vient de montrer que le curium a, comme l'yttrium, la particularité de stabiliser la phase cubique de la zircone. Aussi est-il possible de préparer des solutions solides qui sont simplement obtenues à partir de zirconium et de curium. Des mélanges d'oxydes d'américium et de curium pourraient donc être utilisés pour préparer simultanément des solutions solides d'américium et de curium dans la zircone. Cela est important. En effet la séparation américium/curium, particulièrement difficile, pourrait devenir inutile.

Les recherches conduites par le CEA et Oak Ridge montrent que le curium forme aussi un oxyde de type pyrochlore (cf. annexe 3). Des pyrochlores à l'américium et au plutonium peuvent aussi être obtenus par réduction par l'hydrogène des zircons contenant ces éléments au degré d'oxydation quatre. Avec ces composés, il n'y aurait pas nécessité de séparer américium et curium. Les pyrochlores sont, comme la zircone, des matériaux résistants aptes à la réalisation de cibles d'irradiation.

Toutes ces recherches sont au stade du laboratoire.

### **4.2.3. Conclusion**

En conclusion, la démonstration de la faisabilité scientifique (en partie acquise) et de la faisabilité technique de la transmutation en mode homogène par des neutrons thermiques ou rapides des actinides mineurs dans des combustibles de type MOX apparaît possible pour 2006.

Les recherches sur les cibles de transmutation pour l'américium et le curium ont permis au CEA de sélectionner des matériaux oxydes et de préparer des pastilles céramiques pour constituer des aiguilles cibles. Comme la caractérisation des cibles passe obligatoirement par de longues irradiations en réacteur et que les programmes d'irradiation ont du retard, il faudra attendre quelques années avant d'avoir une démonstration de la faisabilité scientifique de telles cibles, même si les espoirs d'y arriver sont raisonnables. Un calendrier plus précis des échéances reste à établir. La Commission note que ces recherches sont bien engagées et que des collaborations sont établies. À cet égard une voie alternative évitant la fabrication de pastilles est à l'étude avec la Russie (concept Vipac).

Les recherches actuelles sont conduites dans l'hypothèse d'un non-recyclage des cibles oxydes puisque le but des recherches est d'atteindre des taux de fission cumulée de l'ordre de 90 % (voir plus haut) qui ne justifient pas un recyclage. Dans cette perspective, il n'est pas nécessaire d'engager des études sur la retraitabilité de ces cibles. L'enjeu essentiel est de s'assurer de l'aptitude tant des matériaux de gainage que des composés céramiques à tenir des longues durées d'irradiation, de l'ordre de la dizaine d'années, nécessaires pour atteindre de tels taux de fission cumulée.

Il ne faut pas se dissimuler la difficulté des obstacles à surmonter pour parvenir aux objectifs visés qui conditionnent la sûreté de l'utilisation des cibles de transmutation en réacteur : le chemin à parcourir jusqu'à la démonstration de faisabilité technique est long.

## **4.3. LA TRANSMUTATION, LES SYSTÈMES HYBRIDES ET LES RÉACTEURS DU FUTUR**

### **4.3.1. Documentation et faits marquants**

Les recherches sur la partie transmutation de l'axe 1 ont été marquées, depuis la remise du rapport n° 7 de la Commission, par une réorientation

des recherches menées au CEA avec sa nouvelle organisation et par un affichage plus marqué des thèmes de recherche au CNRS. En effet, lors des deux auditions du 24 janvier et surtout du 1<sup>er</sup> février 2002, le CEA et le CNRS ont exposé leurs axes de recherches concernant la transmutation en les liant à une vision plus générale sur les réacteurs innovants du futur. S'agissant du moyen terme, c'est-à-dire après 2015, le CEA a proposé un mode de gestion du plutonium fondé sur son multirecyclage dans les futurs EPR destinés à remplacer les réacteurs actuels du parc EDF. Ces stratégies ont fait l'objet de papiers invités et de communications lors de l'importante conférence internationale GLOBAL-2001 qui s'est tenue du 9 au 13 septembre 2001 à Paris (cf. annexe 8).

Les études de base, développées dans le cadre notamment de GEDEON et du 5<sup>ème</sup> PCRD, se poursuivent, certaines avec des difficultés, en support essentiellement aux systèmes hybrides. La Commission a été informée, lors de l'audition du 1<sup>er</sup> février et en réponse à une interrogation formulée dans son précédent rapport, des positions du CEA, du CNRS et de la Direction de la technologie du Ministère délégué à la recherche et aux nouvelles technologies, vis-à-vis de la proposition d'un démonstrateur de système hybride telle qu'elle apparaît dans le rapport d'avril 2001 du TWG. Elle ne peut que regretter à cet égard que l'approche européenne de cette question, engagée dans le 5<sup>ème</sup> PCRD avec l'étude préliminaire d'un démonstrateur de système hybride (programme PDS-XADS), soit de fait mise au second plan par le CEA au profit d'une approche mondiale centrée sur les États-Unis, avec tous les aléas que cela suppose. À partir des réponses apportées par le CEA aux recommandations exprimées par la Commission dans son septième rapport annuel et des déclarations faites lors des auditions et à GLOBAL 2001, la Commission a pu en effet constater ce tournant dans la stratégie du CEA. Ceci pourrait conduire en 2006 à une absence de proposition concrète, telle que l'étude du démonstrateur, pour la partie transmutation de l'axe 1 de la loi.

La Commission s'inquiète de cette situation et réitère son souhait qu'une initiative forte soit prise au plan national dans le cadre des discussions actuellement en cours pour le 6<sup>ème</sup> PCRD qui permettrait de donner une cohérence et une finalité aux recherches de base et technologiques menées

depuis environ 5 ans dans le cadre national et européen avec les 4<sup>ème</sup> et 5<sup>ème</sup> PCRD.

Enfin, la Commission a effectué un voyage d'études aux États-Unis où elle a pu s'informer des études qui y sont menées sur l'axe 1 et du projet AAA sur les systèmes hybrides. Par ailleurs, un état actuel des recherches liées au projet commun KEK-JAERI fait l'objet d'un rapport (cf. annexe 6) suite à un voyage d'étude d'un membre de la Commission au Japon (26-30 novembre 2001).

#### **4.3.2. Le projet européen de démonstrateur et les recherches de base associées**

Le projet PDS-XADS constitue la 1<sup>ère</sup> étape du plan de route européen indiqué dans le rapport d'avril 2001 du TWG pour la réalisation d'un démonstrateur de système hybride de 100 MW<sub>th</sub>. Ce projet, financé pour moitié par le 5<sup>ème</sup> PCRD, regroupe 25 organisations de recherche et de l'industrie appartenant à onze pays européens dont deux hors de l'Union Européenne. En appui à PDS-XADS, des recherches de base se déroulent également dans le cadre du 5<sup>ème</sup> PCRD. Coordonné par FRAMATOME, le projet a démarré en novembre 2001 pour une durée de trois ans. La distribution des tâches et l'interface entre les parties prenantes au projet ont été définis, le travail concret aurait pu démarrer durant le 1<sup>er</sup> trimestre de 2002. Le but du projet PDS-XADS est de définir les options de base pour la phase suivante, celle d'une étude détaillée. À ce jour, la solution d'un accélérateur linéaire de protons de 600 MeV, 10 mA a été actée, écartant ainsi l'option cyclotron ; il en est de même pour la cible de spallation dont la technologie sera celle mise au point par MEGAPIE (cible liquide en Pb-Bi, acier T9), probablement avec une fenêtre d'entrée. En revanche, le massif sous-critique (caloporteur, combustible notamment) reste à définir.

Les options de base pour le démonstrateur XADS ayant été définies par PDS-XADS, ce projet devrait trouver son prolongement dans le cadre du 6<sup>ème</sup> PCRD avec l'étude détaillée de l'XADS, conformément au plan de route du TWG. La question posée par la Commission lors des auditions du 24 janvier et du 1<sup>er</sup> février a porté sur ce point et plus généralement sur l'avenir de l'XADS. Force est de constater, à partir de l'exposé du coordonnateur du projet PDS-XADS, que pour l'instant cette étape suivante n'est pas explicitement proposée dans le cadre du 6<sup>ème</sup> PCRD, même si elle apparaît dans les préoccupations du réseau ADOPT constitué autour des études de transmutation du 5<sup>ème</sup> PCRD.

À ces interrogations, le CEA a répondu lors de l'intervention de Monsieur Bouchard le 1<sup>er</sup> février, que le CEA estimait que les ADS ont effectivement un rôle à jouer dans la transmutation des actinides mineurs dans le cadre de divers scénarios dits à double strate, mais qu'il convenait aujourd'hui de se concentrer sur des expériences partielles portant sur des sous-ensembles (MUSE, MEGAPIE) d'un ADS, voire de participer avec l'ENEA à une expérience en puissance sur un réacteur TRIGA à neutrons thermiques. Quant au projet d'un démonstrateur représentatif, le CEA pense qu'il devrait être conçu dans le cadre d'un effort mondial sous le leadership des États-Unis ou, à défaut, d'une autre nation, la Belgique étant mentionnée en raison probablement de son projet MYRRHA.

La Commission a pour sa part souligné l'importance d'une démarche européenne et la priorité qu'il convient de lui donner, la Commission européenne ne pouvant en la matière que soutenir des efforts nationaux, et qu'il revenait aux partenaires européens d'engager des moyens suffisants, sachant que la France a un rôle moteur à jouer en raison de son important engagement nucléaire et de la loi de 1991.

Les diverses recherches de base ou technologiques sont menées en appui de PDS-XADS et soutenues par le 5<sup>ème</sup> PCRD. Les points importants notés cette année par la Commission sont les suivants :

- le premier couplage entre l'accélérateur GENEPI et le réacteur sous-critique MASURCA a finalement été réalisé le 27 novembre 2001. Trois configurations correspondant à des niveaux de sous-criticité différents et simulant un refroidissement au sodium devraient être étudiées d'ici fin 2003, date à laquelle le réacteur sera consacré aux études du réacteur refroidi au gaz du CEA (elles devraient démarrer en 2005 après une opération de jouvence), reportant ultérieurement des études de type MUSE ;
- le programme n-TOF a connu des difficultés d'organisation, peu propices à l'exécution de l'excellent programme de mesures de données nucléaires (fission, capture) sur les actinides mineurs et certains noyaux de la filière thorium prévu par le CNRS/IN2P3 et le CEA/DSM. Ces difficultés sont en voie de résolution. La manipulation sur site de cibles très radioactives n'est pas encore résolue et se pose d'une manière récurrente un problème d'approvisionnement en cibles ;

- l'organisation du programme MEGAPIE a été revue pour faire face aux nombreuses contraintes rencontrées par le projet (compatibilité avec l'installation de PSI, durée du projet limitée à 2005, date à laquelle la cible de spallation sera mise sous faisceau). Malgré un budget de 7 M€, la R&D associée à MEGAPIE est financée directement par les partenaires dont certains rencontrent des difficultés budgétaires ;
- les divers programmes matériaux se poursuivent normalement. La technique délicate, empruntée aux Russes, de passivation de l'acier par oxydation contrôlée, évitant la corrosion de l'acier par l'eutectique plomb-bismuth est à l'étude ainsi que les conditions de fragilisation et la détection et le contrôle de diverses impuretés ;
- la partie basse énergie d'un accélérateur linéaire de haute intensité est étudiée dans le cadre du projet IPHI mené conjointement par le CNRS/IN2P3 et le CEA/DSM. La source de protons SILHI (95 keV, 100 mA) et le premier tronçon du RFQ sont en cours d'installation durant le 1<sup>er</sup> semestre de 2002 sur le nouveau site d'essai de Saclay. Le projet se déroule très lentement, pour des raisons financières notamment (il faut rappeler que ce projet est mené côté CEA par la DSM, en dehors de la DEN) et accuse un retard par rapport aux projets analogues de Los Alamos et de JAERI, qui ont déjà une ligne opérationnelle avec RFQ et diagnostics. Par ailleurs, un effort similaire a démarré après IPHI en Italie (projet TRASCO), avec un risque de doublon.

S'agissant de l'ensemble de ces études, la Commission est amenée à faire les observations suivantes. Tout en soutenant la poursuite des études à divers niveaux de sous-criticité avec le sodium, la Commission s'inquiète de ce que MASURCA n'aura pas le temps de tester des caloporteurs plomb ou gaz, alors que ce sont actuellement les deux options retenues pour l'XADS ; ceci est dû très probablement à l'utilisation envisagée de MASURCA pour le réacteur au gaz du CEA dès 2005. Elle regrette également que, pour des raisons différentes, les projets n-TOF et IPHI rencontrent des difficultés à se mettre en place et accusent des retards.

Le CEA a donné durant l'audition du 24 janvier quelques informations concernant un projet nouveau de recherche appelé TRADE (TRiga Accelerator Driven Experiment) visant à coupler un cyclotron au réacteur piscine à neutrons thermiques TRIGA du

centre de Casaccia près de Rome en Italie, pour réaliser et étudier un ADS d'une centaine de kW<sub>th</sub>. La commission a été informée qu'un dossier de faisabilité de ce projet, initié par C. Rubbia en 2000, a été élaboré entre CEA et ENEA, en dehors de la communauté scientifique européenne des ADS, et qu'un dossier plus complet est en cours de préparation : sa diffusion était prévue pour avril 2002. La Commission attend de prendre connaissance de ce dossier pour évaluer la pertinence de TRADE et son intérêt pour le projet XADS dont les options de base, fondées sur un accélérateur linéaire et un réacteur sous-critique à neutrons rapides, sont radicalement différentes. Elle s'interroge sur la possibilité d'achever une telle réalisation pour 2005, en un temps aussi court que trois années (construction du cyclotron, procédures d'autorisation) et sur l'incidence que pourrait avoir le financement d'un tel projet, probablement très coûteux, sur les moyens que l'on compte allouer à la transmutation et à l'XADS dans le cadre national de la loi de décembre 1991 et éventuellement dans celui du 6<sup>ème</sup> PCRD.

Quoique mentionné dans l'édition finale du rapport du TWG, le projet TRADE ne peut aucunement, en effet, se substituer, même partiellement, aux autres expérimentations, notamment MUSE qu'il est nécessaire d'effectuer en soutien au programme XADS et encore moins à la mise en œuvre de la phase suivante PDS-XADS pour la réalisation du démonstrateur européen.

#### **4.3.3. La préparation du 6<sup>ème</sup> PCRD**

Cette année est celle de la préparation du 6<sup>ème</sup> PCRD de la Communauté Européenne. La structuration et le budget de la partie EURATOM du 6<sup>ème</sup> PCRD sont représentés dans le diagramme ci-dessous. On observe que l'allocation de 45 M€ pour l'axe 1 de la loi (Séparation et Transmutation, désigné ici par le sigle P & T, et minimisation de la production de déchets), quoique faible, représente près de la moitié de la somme consacrée aux déchets et est en progression par rapport à celle du 5<sup>ème</sup> PCRD (28 M€). Une thématique nouvelle de 15 M€ consacrée aux cycles innovants est également prévue. Le lancement officiel du 6<sup>ème</sup> PCRD est prévu les 11 & 13 novembre 2002 avec un appel à propositions pour la fin de l'année. Pour éviter un éparpillement des propositions, la Commission a décidé de se doter de nouveaux instruments. Les propositions se feront par projets intégrés de recherche orientée visant à des résultats

innovants d'une durée de trois à cinq ans. Les grands projets de recherche à long terme non finalisée seront rassemblés en « Réseaux d'excellence » de même durée. Ceci a pour conséquence que les nombreux thèmes du 5<sup>ème</sup> PCRD devront être rassemblés en un projet intégré autour de l'ADS. Dans la logique soutenue par la Commission, celui-ci serait dans la suite de PDS-XADS, l'étude détaillée de l'XADS, les recherches de base associées y étant incluses. Le réseau européen ADOPT, déjà mis en place pour le 5<sup>ème</sup> PCRD, jouera naturellement le rôle de coordination de ce projet intégré. Enfin, il semblerait normal que les organismes fussent présents dans la thématique des cycles innovants.

- procédés de séparation : la démonstration de la faisabilité de la récupération de l'uranium d'un combustible oxyde par réduction électrolytique a été faite ; un diagramme optimisé du procédé UREX a été proposé pour expérimentation en cellule chaude ; deux concepts de procédé de traitement de combustible à particules enrobées multi-couches (carbone pyrolytique, carbure de silicium), utilisé dans les réacteurs à caloporteurs gaz, à haute température, ont été proposés ;

- transmutation : un projet de programme décennal a été élaboré ; des améliorations ont continué à être apportées à des données et à des codes de calcul physique nucléaire ; les collaborations avec le CEA (MUSE4) et PSI (MEGAPIE) se sont poursuivies par détachement de personnel ; l'installation d'essais de matériaux sous circulation d'eutectique plomb-bismuth a commencé à fonctionner ;

- études de systèmes et études technologiques : poursuite de l'étude du démonstrateur (ADTF) et de l'étude des éléments de base (cœur, cible de spallation) d'un système de grande puissance (800 MW<sub>th</sub>). Le projet AAA a achevé une évaluation du concept CORAIL, proposé par le CEA, de combustible au plutonium (cf. paragraphe 4.3.6).

6 <sup>ème</sup> programme cadre EURATOM (2002-2006) Budget total = 1 230 M€ (décision du Conseil, le 3 juin 2002) La répartition entre parenthèses (en Méga Euros) est indicative			
1/ Actions directes (CCR) (290 M€)			
2/ Actions indirectes de recherche (940 M€)	1/ Action clef : Fusion nucléaire (740 M€)		
	2/ Action clef : Fission Nucléaire (140 M€)	1/ Gestion des déchets radioactifs (90 M€)	1/ Stockage géologique (45 M€)
			2/ Partition et transmutation (P & T) (40 M€)
			3/ Concepts visant à produire moins de déchets (51 M€)
	2/ Autres activités dans les domaines des technologies nucléaires et de la sûreté (50 M€)	1/ Concepts innovants du futur (15 M€)	
		2/ Education et formation (10 M€)	
		3/ Sécurité des installations nucléaires existantes (25 M€)	
	3/ Recherche en radioprotection (40 M€)		

#### 4.3.5. Les études de scénarios utilisant les technologies actuelles

Le CEA a terminé une étude de scénarios de transmutation d'actinides dans un parc de production d'électricité nucléaire de 400 TWh<sub>el</sub> par an (situation française en 2001) constitué de

réacteurs à eau pressurisée REP et à neutrons rapides de technologie sodium RNR. Deux scénarios de recyclage homogène du plutonium et des actinides mineurs dans l'ensemble des combustibles d'un parc à 100 % REP ou 100 % RNR ont été présentés. Dans le troisième scénario, le parc est constitué de REP chargés en combustibles UOX standards et de RNR. L'américium et le curium extraits des combustibles standards de tous les réacteurs sont séparés et irradiés en un seul passage, jusqu'à 90 % de fissions cumulées, dans des assemblages localement modérés, placés dans le cœur et en périphérie des réacteurs RNR. L'ensemble du plutonium et du nep-

#### 4.3.4. L'état actuel du projet AAA du DOE des États-Unis

Le projet AAA, doté d'un budget de 50 millions de dollars pour l'année fiscale 2002 (cf. compte rendu de mission aux États-Unis - annexe 4) poursuit son développement dans quatre directions principales :

- développement de combustibles : un programme quinquennal a été établi ; les premiers combustibles nitrures ont été fabriqués, ainsi que, pour être soumis à des essais d'irradiation, des alliages métalliques Pu-Np-Zr ;

tunium est par ailleurs multirecyclé d'une manière homogène dans les assemblages standards des RNR. Les bilans massiques dans le parc et dans le cycle figurent au tableau suivant pour chacun de ces trois scénarios à l'équilibre :

INVENTAIRES EN TONNES À L'ÉQUILIBRE DES ACTINIDES POUR UN PARC DE RÉACTEURS			
Scénario	1	2	3
Parc	100% REP	100% RNR	44% REP+ 56% RNR
Pu	315	753	471
Np	13.6	4.2	10.7
Am	35.3	31.7	20.5
Cm	48.9	8.1	3.6
Hypothèses : 60 GW <sub>é1</sub> , 400 TWh <sub>é1</sub> /an ; temps hors réacteurs = 5 + 2 ans ; pertes aux déchets = 0,1% ; pourcentage d'incinération par fissions cumulées de Am et Cm = 90 % (scénario 3)			

Le troisième scénario est considéré comme le plus performant parce qu'il permet de minimiser des manipulations délicates d'actinides irradiants et de limiter les quantités à l'équilibre du curium. Il a donc été étudié en détail (diagrammes des opérations de retraitement et de fabrication de combustibles avec les bilans matières et les rejets, étude neutronique détaillée du recyclage hétérogène).

Les résultats présentés appellent quelques commentaires. Ces trois scénarios montrent clairement que le multirecyclage du plutonium seul n'apporte qu'un gain limité sur la radiotoxicité des déchets par rapport au cycle ouvert, ce gain étant d'ailleurs le plus élevé - pouvant aller jusqu'à un facteur 10 au-delà de quelques milliers d'années - dans les scénarios 2 et 3 qui font intervenir des RNR. Ce n'est qu'avec le multirecyclage de l'ensemble des actinides que l'on obtient un gain nettement supérieur entre 100 et 200. Il est à noter que, contrairement au recyclage du seul plutonium, c'est le scénario 1 de recyclage homogène dans les REP (scénario MIX) qui conduit aux meilleures performances en radiotoxicité des déchets. Il présente cependant l'inconvénient d'avoir à manipuler de plus grandes quantités d'actinides mineurs, notamment de curium (voir le tableau ci-dessus). Par ailleurs le scénario 3 met bien en évidence que les diverses contraintes qui limitent le chargement d'assemblages fortement chargés en américium et curium conduisent à un parc de réacteurs majoritairement en RNR avec un taux global de consommation d'actinides mineurs de 7,23 kg/TWh<sub>é1</sub> (RNR) à comparer à la limite théorique de 110 kg/TWh<sub>é1</sub> de laquelle on peut se rapprocher avec les ADS dont le chargement en combustible sans uranium devient possible.

La Commission a grandement apprécié qu'une étude d'impact des opérations du cycle ait été pré-

sentée et que les conditions industrielles de la mise en œuvre du 3<sup>ème</sup> scénario aient été bien explicitées. Elle aurait souhaité cependant que fussent également présentées les caractéristiques de la période de mise à l'équilibre du scénario, en insistant notamment sur les durées mises en jeu, ainsi que celles de la période de « sortie » du scénario avec la réduction progressive des derniers inventaires. La Commission a reçu du CEA, trop tardivement (juillet 2002) pour pouvoir en faire l'analyse, les commentaires qu'appelle la comparaison de performances entre les scénarios.

#### 4.3.6. Les scénarios de gestion du plutonium dans les réacteurs à eau

Le plutonium ne constitue pas à l'instar des actinides mineurs un déchet, en raison de son caractère hautement fissile et des importantes quantités produites dans un réacteur (environ 10 t/an pour l'ensemble du parc EDF). Il convient cependant de prévoir une gestion d'attente ou définitive de ce produit à raison de sa forte radiotoxicité et des possibilités de son emploi pour la production d'énergie tant dans les réacteurs de technologie actuelle que dans les réacteurs du futur. Aujourd'hui près de 8,5 tonnes de plutonium sont recyclées une fois dans 20 réacteurs REP sous forme de combustible MOX, les combustibles usés UOX et MOX non retraités faisant l'objet d'un entreposage de refroidissement et d'attente prévu sur plusieurs décennies.

Afin de rendre possible le multirecyclage du plutonium du point de vue de la sûreté, on peut recourir au scénario 1 dit MIX mentionné au paragraphe précédent dans lequel l'ensemble des combustibles des REP sont constitués d'uranium légèrement enrichi et de plutonium à faible teneur (1 à 2 %). Afin d'éviter cette dispersion du plutonium dans la totalité des assemblages du parc, il est possible de le concentrer dans des assemblages spécifiques que le CEA étudie actuellement en vue de leur introduction éventuelle à partir de 2015 dans les futurs réacteurs EPR destinés à remplacer les réacteurs actuels arrivant en fin de vie technique. Deux types d'assemblages ont été ainsi présentés à la Commission :

- l'assemblage CORAIL qui est un assemblage UOX standard dont les crayons périphériques sont remplacés par des crayons MOX (plutonium sur uranium appauvri) ;
- l'assemblage APA constitué de crayons annulaires chargés en plutonium sur matrice inerte (telle

que l'oxyde de cérium), les autres étant des crayons standard UOX.

Ces nouveaux assemblages permettent le multirecyclage au regard de la sûreté (contrairement au MOX actuel), ce qui conduit à stabiliser l'inventaire en plutonium du parc. Deux scénarios sont associés à ces nouveaux types d'assemblages. Le scénario à une composante de réacteurs chargés en CORAIL, celui à deux composantes de réacteurs UOX et de réacteurs chargés en APA. Ce dernier type d'assemblage est très innovant et nécessite une importante R&D.

Du point de vue des performances, avec une introduction en 2015 dans le parc de 60 GW<sub>él</sub> de EDF, pour la production de 400 TWh<sub>él</sub>/an, le stock de plutonium dans le parc est stabilisé en 2050 à 400 tonnes pour le scénario CORAIL, 220 tonnes pour le scénario APA avec le meilleur ajustement. Ces chiffres sont à comparer aux stocks de 640 tonnes en cycle ouvert, 520 tonnes avec le monorecyclage actuel (50 TWh sur 400 TWh) et 315 tonnes avec le scénario MIX (voir paragraphe précédent).

La Commission a noté l'important travail entrepris par le CEA sur le multirecyclage du plutonium dans les REP et plus précisément sur les développements techniques associés. C'est le cas du concept APA qui nécessite un large champ de recherche. Il lui semble cependant important de préciser les devenir possibles de ces stocks de plutonium pour apprécier la pertinence de ces scénarios et les comparer. En cas d'un déploiement important de l'énergie nucléaire, est-ce que ces stocks auront, malgré la disparition du Pu-241 et l'apparition d'isotopes pairs, une composition isotopique telle qu'elle permette un démarrage aisé et significatif de réacteurs à neutrons rapides ? Dans la situation opposée où les stocks de ces combustibles usés contenant le plutonium seraient stockés en profondeur comme déchet, il conviendrait d'apprécier les différences significatives entre les scénarios « cycle ouvert », « monorecyclage » et « multirecyclage » du plutonium en terme de quantités, volumes, dégagement thermique ou impact radiologique.

La Commission recommande :

a) l'étude des perspectives d'utilisation à long terme, dans les réacteurs du futur, de plutonium recyclé sous la forme de combustibles MOX,

CORAIL ou APA dans les réacteurs à eau légère et ultérieurement entreposé pendant une longue durée. Cette étude doit permettre, à l'échéance de 2006, d'apprécier l'intérêt du recyclage du plutonium en considération des exigences (en quantité et en qualité isotopique) qu'imposerait, à long terme, sa réutilisation dans le cadre d'un recours durable et de grande ampleur à l'énergie nucléaire nécessitant le déploiement de réacteurs à neutrons rapides capables d'exploiter pleinement la ressource que constitue l'uranium 238 et, simultanément, de limiter ou de réduire l'inventaire de radionucléides à vie longue ;

b) l'étude de sensibilité des caractéristiques et de l'impact radiologique d'un dépôt géologique de combustible usé à l'inventaire de plutonium qu'il serait appelé à recevoir.

#### **4.3.7. La stratégie du CEA concernant les réacteurs du futur : les réacteurs refroidis au gaz**

Comme il a été indiqué plus haut, le CEA a informé la Commission lors de l'audition du 1<sup>er</sup> février de son programme de recherche et développement relatif aux réacteurs du futur, qui devraient prendre la suite des réacteurs EPR, dits de la troisième génération, destinés à remplacer les réacteurs actuels du parc.

Le choix du CEA s'est porté sur les réacteurs à caloporteur gaz (RCG) refroidis à l'hélium et à combustible U-Pu, dont le déploiement est envisagé à partir de 2025 pour la version à neutrons thermiques RCG-T et 2035 pour la version à neutrons rapides avec multirecyclage (RCG-R). Ces réacteurs sont dits de quatrième génération. La version thermique RCG-T correspond au réacteur à haute température HTR développé dans les années 70-80, en intégrant de récents développements technologiques de matériaux utilisables à plus de 1 000 °C pour la turbine à gaz en cycle direct et pour un système de production d'hydrogène. Le réacteur HTR a été développé avec deux types de combustibles (compact et à boulets) très réfractaires et permettant un épuisement important de la matière fissile (application envisagée pour la destruction du plutonium des armes) apte au stockage direct sans retraitement. La version RCG-R est en revanche tout à fait innovante (spectre rapide, niveau de puissance élevé, multirecyclage) et a pour ambition de répondre aux besoins d'un développement durable fondé en partie sur une technologie

nucléaire capable de recycler ses propres déchets, d'utiliser peu de ressources naturelles en uranium, économique et résistant à la prolifération.

Le CEA fait de ces études une forte priorité et envisage trois démonstrations expérimentales. La construction pour 2012 d'un démonstrateur flexible de RCG, thermique ou non, de 20 à 40 MW<sub>th</sub> destiné à démontrer l'ensemble des configurations envisagées et à évaluer pour la version rapide les performances de transmutation. Puis une boucle d'essai intégrale et une expérience de retraitement et de refabrication d'un combustible de RCG irradié. Il y a enfin la perspective d'un prototype industriel de 100 à 300 MW<sub>él</sub> entre 2015 et 2020. Ces programmes se dérouleront dans le cadre de coopérations internationales et du Forum International de « Generation IV » lancé à l'initiative du DOE en janvier 2000.

Par ailleurs FRAMATOME a informé la Commission de son intérêt pour des réacteurs HTR en cycle direct, déployables industriellement à court terme et a fait état des propositions de réacteurs dans la gamme de puissance de 100-300 MW<sub>él</sub> ainsi que de celles d'autres constructeurs (BNFL, GE, Mitsubishi).

La Commission a fortement apprécié la clarté de l'exposé de l'ambitieuse stratégie du CEA pour les réacteurs du futur de la génération 4 ainsi que le positionnement à cet égard de l'industriel FRAMATOME. Elle note que le lancement d'un RCG-R nécessitera une importante R & D, que le CEA initie dès maintenant. Elle ne peut à ce stade évaluer ces propositions en terme de réduction et de gestion des déchets, qui est de sa compétence, et recommande que des études de scénarios soient entreprises à partir de données de simulation des systèmes mis en jeu. Ces études devraient permettre d'apprécier, à l'instar de ce qui a été déjà fait pour les réacteurs de technologie connue et les ADS, l'impact des réacteurs refroidis au gaz sur la gestion des déchets à vie longue.

#### **4.3.8. Les études menées au CNRS sur les réacteurs du futur : le thorium et les réacteurs à sels fondus**

La Commission a entendu, lors de l'audition du 1<sup>er</sup> février, de la bouche du directeur adjoint de l'IN2P3 du CNRS, D. Guerreau, le positionnement des équipes du CNRS vis-à-vis des réacteurs du futur. Le CNRS n'a pas vocation, comme le CEA, à développer en propre des installations expérimenta-

les lourdes telles qu'un réacteur, contenant de la matière fissile et des produits radioactifs. Néanmoins, des équipes du CNRS ont acquis dans le cadre du programme PACE et dans le GdR GEDEON une expertise non seulement dans les recherches de base associées, mais également dans des études de simulation de scénarios et dans la mise en œuvre de techniques expérimentales originales telles que GENEPI, les spectromètres à ralentissement ou la détection temporelle des neutrons. Le CNRS est amené ainsi à participer activement aux réflexions sur les réacteurs du futur, comme il le fait depuis plusieurs années dans le domaine des ADS. Les équipes de l'ISN de Grenoble et de l'IPN d'Orsay sont aujourd'hui impliquées dans ces questions et ont orienté leurs recherches sur l'utilisation du thorium qui est la base d'un nouveau combustible produisant moins d'actinides mineurs que les combustibles à base d'uranium. Le choix s'est porté sur les réacteurs à sels fondus (RSF), en collaboration étroite avec EDF qui a depuis longtemps une expertise et un intérêt pour ces réacteurs et a récemment proposé le concept AMSTER d'un réacteur à sels fondus pouvant être chargé avec du thorium.

Ce concept découle de travaux américains antérieurs (concept MSBR), repris avec l'objectif double de minimiser les quantités de transuraniens envoyés aux déchets et de limiter la complexité et la taille de l'unité de retraitement. Pour parvenir à cette dernière simplification, le protactinium 233, absorbant neutronique dont la présence réduit le facteur de sur-génération, ne serait plus extrait en continu : le réacteur AMSTER serait seulement autogénérateur en U-233 ou incinérateur de transuraniens.

Le CNRS a présenté des études de scénarios assez complètes ayant recours à des combustibles Th-Pu, Th-U dans des réacteurs à neutrons rapides et à sels fondus. Un scénario de passage du cycle REP U-Pu actuel au cycle RSF Th-U a été calculé en vue de répondre à un fort accroissement de la demande en électricité. Des calculs d'évolution de la radiotoxicité montrent le gain important que l'on obtient avec l'utilisation du thorium par rapport aux réacteurs à neutrons rapides U-Pu. L'intérêt de cette approche est de trouver un emploi au plutonium, ainsi que des actinides mineurs, produits dans les REP, à condition de ne pas s'engager dans leur multirecyclage, pour le démarrage de cette nouvelle filière.

Au plan expérimental, le CNRS se propose de construire la plate-forme PEREN d'acquisition de



données nucléaires sur les matériaux entrant dans la conception des réacteurs à sels fondus. Cette plate-forme devrait également permettre de mesurer l'efficacité et la cinétique d'extraction chimique du protactinium et des terres rares par irradiation de thorium suivie d'extraction chimique et mesure de spectrométrie gamma.

La Commission ne peut que saluer l'implication forte de chercheurs du CNRS dans la probléma-

tique du nucléaire du futur et considère que la voie choisie a des objectifs qui sont complémentaires de ceux affichés par le CEA avec le RCG-R. Elle ne peut que recommander l'ouverture de ces voies de recherche à d'autres acteurs, notamment dans les domaines de la chimie, des matériaux et de l'ingénierie. Elle souhaite que cette voie de recherche puisse s'inscrire dans le thème des cycles innovants proposé pour le 6<sup>ème</sup> PCRD.

## Chapitre 5

# Les recherches sur l'axe 2 de la loi de 1991

Au début de l'année 2002, l'ANDRA a publié le « Dossier 2001 Argile », document de synthèse qui est une étape importante dans le processus d'étude et de recherche qui conduira l'ANDRA à l'établissement, à la fin de l'année 2005, d'un rapport se prononçant sur la faisabilité éventuelle d'un stockage dans l'argile du site de Meuse/Haute-Marne.

Ce dossier :

- rassemble les connaissances disponibles en 2001, acquises sur le site du laboratoire de Meuse/Haute-Marne et dans le cadre des nombreuses recherches réalisées ;
- présente un état d'avancement de l'ensemble des programmes de recherche conduits par l'ANDRA, précisant les acquis en matière de conception dans une logique de réversibilité et d'analyse de sûreté, mais aussi dessinant les perspectives quant aux recherches à venir ;
- constitue un premier test des méthodes d'analyse.

La Commission s'est attachée à examiner les résultats acquis dans deux domaines pour lesquels des ensembles de documents lui ont aussi été transmis :

- le « référentiel géologique » du site de Meuse/Haute-Marne (version B) ;
- les rapports sur la modélisation hydrogéologique des aquifères du site de l'Est.

Les travaux correspondants ont fait l'objet d'une présentation à la Commission, le 9 janvier 2002. L'ANDRA a par ailleurs présenté, le 21 mars, les bases des calculs de la « vérification de sûreté » et les simulations qu'elle a opérées, ainsi que les enseignements qu'elle en a tirés. L'ANDRA a, le 15 mai 2002, dégagé les conclusions provisoires des études et recherches effectuées à ce jour, pour orienter ses travaux futurs, et notamment proposer de nouveaux concepts de stockage.

### 5.1. DOSSIER 2001 ARGILE

Le Dossier 2001 Argile se présente sous deux tomes, un volume A dit de synthèse, et un volume B plus complet. Le contenu de ce dossier a déjà été partiellement évoqué au chapitre 2, paragraphe 2.5.2., à propos de l'objectif visé. Ces deux documents présentent une bonne synthèse des informations disponibles sur le site de Meuse/Haute-Marne et décrivent les modèles conceptuels utilisés pour effectuer la première vérification de sûreté, préfigurant celles de 2004 et 2005. Les phénomènes pris en compte et les paramètres utilisés dans les calculs intéressent directement la Commission. Enfin, les résultats concernant l'arrivée des radionucléides à la biosphère et leur impact radiologique y sont présentés. À ce stade, c'est cependant plus la méthodologie suivie pour réaliser les calculs afférents et la façon de les représenter qui est intéressante que les chiffres eux-mêmes qui sont, comme l'ANDRA l'indique, préliminaires. Ces deux documents sont bien construits et représentent, du point de vue international, une bonne mise en perspective du travail de l'ANDRA sur le site de Meuse/Haute-Marne, à la manière par exemple du dossier granite présenté en Suède en 1983 par SKB, et connu sous le nom de KBS 3.

Les commentaires qui suivent ont pour but de mettre en lumière et de discuter les bases scientifiques qui sont le support au Dossier 2001 Argile et préfigurent celles du dossier 2005 de l'ANDRA.

À la différence des référentiels de connaissances cités à la fin du tome B, le Dossier 2001 Argile ne présente aucune référence directe en correspondance avec les exposés et données présentés. Ceci est regrettable, dans la mesure où il constitue le document de base sur lequel s'appuie l'exercice de vérification de sûreté. De plus, les deux tomes du dossier sont de contenu très semblable, le premier dit de synthèse n'étant guère plus bref que le second. En tant que document de base, le tome B n'est pas assez complet. Il devrait comporter une

description très précise des modèles utilisés et les valeurs de tous les paramètres introduits dans ces modèles, afin de permettre au lecteur de bien comprendre l'ensemble des hypothèses faites pour ces modélisations.

Ce document préfigurant un dossier plus achevé en 2005, la Commission recommande de rédiger pour le prochain dossier un document A plus synthétique et un document B plus détaillé, explicitant les modèles, les hypothèses et les paramètres utilisés dans les calculs pour aboutir aux impacts radiologiques associés aux scénarios choisis.

Compte tenu de l'importance et de la difficulté du problème, la Commission recommande de maintenir la présentation, en 2004, d'un dossier intermédiaire de deuxième vérification de sûreté, tel qu'il était initialement prévu. Un chapitre sur l'évolution escomptée du stockage décrivant l'évolution de la teneur en eau du site, de sa température, de l'état des conteneurs, de l'inventaire et de la localisation des déchets, de la migration des radionucléides, etc. sera indispensable pour donner une description quantitative du fonctionnement d'un stockage sur le long terme. En effet, la décision d'autoriser la construction d'un stockage réversible de déchets nucléaires ne sera pas prise sur la seule base de calculs complétés par une analyse de sûreté, mais également sur la compréhension rendue accessible à tous du comportement supposé (pour plusieurs scénarios) du stockage. À titre d'exemple, ce type de rapport a été réalisé pour le site américain de Yucca Mountain (*Repository Safety Strategy Report*) et démontre une compréhension du fonctionnement du stockage. L'analyse de sûreté prend alors toute son importance soit à des périodes critiques de l'évolution du stockage, soit à partir d'hypothèses pénalisantes de son fonctionnement.

L'approche suivie pour évaluer l'impact radiologique dans les deux scénarios retenus (situation normale, et défauts d'étanchéités des scellements) est une approche déterministe, utilisant des valeurs de paramètres « raisonnablement pénalisantes ». Une analyse de sensibilité par variation de paramètres un à un est ensuite effectuée. L'ANDRA envisage, pour la deuxième vérification de sûreté, d'utiliser une méthode probabiliste. L'approche actuelle semble instructive pour déterminer les principaux phénomènes qui influent sur l'impact radiologique. Cependant la définition d'une valeur de paramètre « raisonnablement pénalisante » peut

ouvrir la voie à la subjectivité. Il est maintenant admis que, si l'on adopte la valeur la plus pessimiste (*worst case analysis*), il devient le plus souvent impossible de démontrer la sûreté d'un stockage en se référant au calcul des impacts. La solution retenue par l'ANDRA n'est pas de choisir une valeur pessimiste, mais une valeur raisonnable, ce qui pourrait parfois être considéré subjectif, comme on vient de le dire. Si les paramètres des modèles venaient à être définis par des fourchettes de valeurs, plutôt que par des valeurs « raisonnablement pénalisantes », la combinatoire que constituerait alors l'examen des associations de cas possibles pour l'analyse de sensibilité risque de devenir très lourde. La Commission attend donc de l'ANDRA, avec intérêt, les propositions méthodologiques et les moyens de calcul associés pour une analyse de type probabiliste, afin de prendre en compte les incertitudes. Elle souhaite savoir comment cette analyse probabiliste va se combiner avec l'analyse déterministe. On commentera aux paragraphes 5.1.1. et 5.1.3 certaines des hypothèses prises pour représenter le transfert des radionucléides dans l'argile et les aquifères. On retiendra enfin des conclusions du Dossier 2001 Argile l'importance que joue, dans le concept de stockage, la qualité des scellements de puits, galeries et alvéoles, et donc l'importance des essais de scellement qui devraient être réalisés dans le laboratoire souterrain. Il s'agit là d'un problème majeur.

Les connaissances scientifiques de base les plus importantes, propres au site de Bure, sont contenues dans un dossier essentiel : le référentiel géologique (paragraphe 5.1.1) et dans les rapports décrivant la modélisation hydrogéologique (paragraphe 5.1.2) qui complètent le référentiel géologique. La Commission exprime ses commentaires sur ces documents (paragraphe 5.1.3). Elle a aussi fixé son attention sur l'étude des matériaux pour le stockage (paragraphe 5.1.4) et sur les concepts de stockage (paragraphe 5.1.5).

### **5.1.1. Référentiel géologique**

Les documents du référentiel géologique du site de Meuse/Haute-Marne, version B publiée en septembre 2001, se présentent comme des dossiers de synthèse des connaissances géologiques et hydrogéologiques disponibles sur le site de l'Est avant le creusement des puits d'accès à la formation. Le référentiel géologique constitue donc un document de base majeur pour l'étude ultérieure de la faisabilité d'un éventuel stockage dans l'argile du

site Meuse/Haute-Marne. Il est cependant destiné à être enrichi des nouvelles connaissances qui seront acquises sur le site au cours des prochaines années. Il fait suite à une version A publiée en 1999, et il inclut les informations recueillies en 1999 et jusqu'à fin avril 2000.

Le tome 1 décrit le cadre dans lequel s'est effectué ce travail, puis l'historique des conditions de dépôt des formations géologiques dans le Bassin Parisien, depuis le Jurassique jusqu'à l'actuel, puis leur évolution diagénétique et tectonique pendant cette période. Les grands accidents ayant affecté le secteur sont décrits. Les méthodes d'acquisition de la composition chimique des fluides dans les séries, puis des paramètres liés à la migration des éléments dans les argiles et enfin des paramètres contrôlant l'écoulement dans les aquifères du secteur sont présentés. Un dernier chapitre présente les principales interrogations scientifiques qui demeurent à l'issue de ce travail. On y note en particulier des questions sur la minéralogie et la texture de la formation Callovo-Oxfordienne, sur les mécanismes de transport dans les argiles et sur la composition géochimique des eaux interstitielles. L'évaluation de l'impact mécanique, thermique, chimique du stockage reste aussi à achever. Enfin le transfert des éléments depuis la formation hôte jusqu'à la biosphère fait aussi l'objet d'interrogations. Elles devraient trouver leurs réponses pendant les expérimentations à conduire en laboratoire souterrain, ou dans des forages et des mesures complémentaires.

Le tome 2 décrit les connaissances géologiques à l'échelle régionale. On y trouve successivement géomorphologie, climatologie et hydrologie, puis géologie du substratum, géologie de la couverture sédimentaire, hydrogéologie et hydrochimie, et enfin l'état des connaissances sur la stabilité du site de Meuse/Haute-Marne.

Le tome 3 présente les connaissances à l'échelle du secteur. Sont présentées la lithostratigraphie séquentielle et l'évolution sédimentaire, les structures tectoniques, la géométrie du sous-sol, les propriétés des formations encaissantes et enfin leur hydrogéologie. Les données à partir desquelles seront réalisées les modélisations hydrogéologiques sont ainsi rassemblées.

Le tome 4 s'attache plus particulièrement au Callovo-Oxfordien. Ses caractéristiques lithologiques, sédimentologiques, minéralogiques, physiques et

géochimiques sont décrites. Ses paramètres hydrodynamiques pour le transport des solutés sont étudiés, ainsi que ses caractéristiques mécaniques et thermiques.

Le tome 5 décrit l'état d'avancement de la modélisation. Il s'agit de la modélisation géologique, qui décrit la géométrie des formations dans l'espace, puis de la modélisation hydrogéologique, puis mécanique, et enfin des méthodes que l'ANDRA envisage d'utiliser pour extrapoler les résultats acquis en laboratoire souterrain au domaine d'extension dans lequel pourrait être implanté un stockage.

À la différence du tome 1, introductif, l'ensemble des tomes suivants comporte une bibliographie précise, où il est possible de trouver l'origine des informations synthétisées dans le référentiel géologique. Il s'agit tant de documents de la littérature publiés dans des revues, que de thèses de doctorat des Universités et de documents internes et de rapports de l'ANDRA ou de ses sous-traitants.

La Commission considère que la deuxième version du référentiel géologique constitue une excellente base sur les données acquises sur le site et sur leur interprétation. Ce document décrit également certaines des interrogations de l'ANDRA sur les questions qui restent à préciser pour être en mesure de préparer une étude de faisabilité d'un éventuel stockage de déchets MAVL et HAVL au sein du site de l'Est. Ce document apporte en effet deux éléments complémentaires pour établir cette faisabilité :

- une démonstration d'une très bonne compréhension des propriétés du site, résultant de son histoire géologique, à partir de laquelle des scénarios d'évolution potentielle pourront être élaborés. Cette bonne compréhension est indispensable pour établir de façon crédible qu'il est possible de simplifier le système aux fins d'en faire une analyse de sûreté sur des échelles de temps allant jusqu'à plusieurs millions d'années ;
- un ensemble de modèles conceptuels, de mécanismes importants à prendre en compte et de valeurs de paramètres qui serviront de base à l'analyse de sûreté d'un projet de stockage, laquelle est nécessairement une simplification de cette réalité.

La Commission considère que le référentiel géologique actuel constitue un bon exemple de ce que devra être, en 2006, la synthèse des informations géologiques sur le site de Meuse/Haute-Marne.

### **5.1.2. Rapports de modélisation hydrogéologique**

L'ANDRA a mis à disposition de la Commission un ensemble important de rapports de modélisation hydrogéologique des aquifères du Bassin Parisien, qui s'échelonnent entre 1996 et 2002. Ces rapports sont riches en enseignements sur la compréhension aujourd'hui disponible des écoulements dans le bassin, de l'échelle globale (ensemble du Bassin Parisien) à l'échelle locale du site de Meuse/Haute-Marne. Ils constituent cependant des documents d'étape et cette modélisation sera améliorée par la suite. Nous commenterons ci-dessous les points importants qui apparaissent à la lecture de ces documents. Ces rapports devront cependant, après finalisation, être inclus dans le référentiel géologique dont ils constituent une part intégrante de connaissance du système.

### **5.1.3. Commentaires sur le référentiel géologique et les rapports de modélisation hydrogéologique**

La Commission souhaite faire à partir de ces documents les commentaires suivants.

#### **Rôle des failles**

Une mention particulière doit être faite ici sur les problèmes de géologie structurale et de fracturation des formations sédimentaires du Bassin, abordés dans les tomes 2 et 3 du référentiel géologique, à l'échelle régionale et du secteur. Ces questions sont importantes car la fracturation des couches sédimentaires est susceptible de créer des voies de transfert privilégiées si ces fractures sont perméables. Le CLIS de Meuse/Haute-Marne, par la voix de Monsieur Mourot, ainsi que Monsieur Müller, se sont de leur côté également inquiétés de cette question. Sur ce sujet, la Commission après avoir été saisie par le Président du CLIS a fait appel à l'expertise d'un structuraliste de l'Institut de Physique du Globe de Paris, Monsieur Meyer, pour lui donner un avis extérieur sur cette question. Cet avis et la conclusion qu'en tire la Commission sont joints en annexe n° 9.

D'une façon générale, il convient de rappeler tout d'abord que le choix des formations argileuses comme roches potentiellement aptes à confiner des déchets résulte de la propriété attendue de ces roches de se déformer sans se fracturer, du fait de leur plasticité. De plus, en cas de fracturation suite à des déformations trop importantes, les observations faites de par le monde montrent qu'en général, les fractures dans l'argile se referment et se colmatent très rapide-

ment du fait de la plasticité et du fluage de ces roches et dans certains cas de la précipitation de minéraux nouveaux dans la fracture (calcite, argiles néoformées à basse température). Contrairement aux roches dures telles que le granite, qui ont un comportement cassant et où des fractures engendrent une augmentation très forte de la perméabilité et ne peuvent se colmater que très lentement par précipitation de minéraux nouveaux dans les fractures, les argiles devraient ne pas être affectées par une éventuelle fracturation. De plus, il convient de rappeler ici qu'il existe deux types de fracturation principale : les failles normales ou inverses, qui conduisent à un déplacement dans une direction proche de la verticale des deux bords de la fracture et les failles décrochantes, où les deux bords de la fracture se décalent dans la direction horizontale. Les premières sont visibles par la différence d'altitude des bancs de part et d'autre de la fracture, par exemple par l'emploi des méthodes géophysiques, les secondes ne peuvent pas être décelées de cette façon et demandent à être observées sur le terrain ou en profondeur. Un dernier point qu'il convient de rappeler et sur lequel tous les experts entendus par la Commission s'accordent est que la zone du site de Meuse/Haute-Marne est actuellement très stable géodynamiquement et ne présente qu'une très faible activité sismique, c'est d'ailleurs l'une des raisons majeures qui avaient conduit à sélectionner ce site. En ce qui concerne les formations calcaires qui entourent le Callovo-Oxfordien (aquifères du Dogger et de l'Oxfordien calcaire), il est certain que ces formations sont fracturées et que les fractures existantes ont affecté localement la perméabilité des couches, puisque, dans un calcaire, une fracture qui laisse s'écouler des fluides a plutôt tendance à s'ouvrir par dissolution du calcaire qu'à se refermer.

Le point de vue exposé par l'ANDRA est que le site de Bure a été choisi à distance des grands accidents tectoniques que constituent les fossés de la Marne, de Joinville et de Gondrecourt et la faille de Poisson et qu'il ne devrait pas y exister de fracturation importante. De plus, une grande part des accidents tectoniques se serait produite avant le dépôt des argiles du Callovo-Oxfordien et n'affecterait donc pas la formation hôte et les séries surincombantes. Ensuite, l'étude géophysique en sismique 3-D ne met pas en évidence l'existence sur le site de failles ayant un déplacement vertical plus grand que 5 m environ. C'est le rôle du laboratoire souterrain de permettre des observations plus fines. Enfin, la faiblesse de l'activité sismique actuelle (ainsi que sur le passé ancien) rend extrême-

ment faible le risque de voir une faille nouvelle importante affecter le site dans l'avenir.

Messieurs Mourot et Müller interprètent de façon différente les données disponibles et pensent que les fractures visibles en surface devraient affecter les formations sous-jacentes, et en particulier la formation hôte, y introduisant des discontinuités potentiellement nuisibles à son pouvoir de confinement. Ils interprètent enfin la faible activité sismique actuelle comme l'indice d'un ensemble de petites fractures successives et avancent que ces petites fractures mises ensemble constituent une indication de fragilité sismique du site de Bure, qui se situerait sur une zone sismique active. La Commission note qu'une telle description ne correspond pas aux observations géophysiques faites dans les zones connues pour leur risque sismique majeur comme la faille de San Andreas en Californie. Néanmoins, la Commission souhaite que, pour 2006, les éléments propres à éclairer ce débat soient réunis. Elle considère que la question de la fracturation est importante et doit faire l'objet d'observations précises, puis de débats scientifiques. Le point qu'elle considère le plus important est la question de l'existence d'éventuelles fractures au sein de la formation du Callovo-Oxfordien et de l'état de ces éventuelles fractures du point de vue de l'écoulement des fluides : fractures colmatées ou non. Elle note que certains travaux d'études ou de thèses financés par l'ANDRA réalisés sur des carottes de l'argile du site montrent l'existence d'argiles néoformées pouvant jouer un rôle colmatant pour d'éventuelles fractures, ainsi que des possibilités de fluage de la roche dans les conditions de contraintes régnant à la profondeur du site. Elle considère à ce stade qu'aucune information nouvelle ne permet aujourd'hui de dire que la formation Callovo-Oxfordienne serait fracturée et perméable. Elle approuve la décision de l'ANDRA d'orienter une des galeries du laboratoire souterrain en direction de l'aplomb d'une zone potentiellement fracturée dans l'Oxfordien calcaire et considère à ce stade que l'essentiel des questions touchant à la fracturation du site trouveront leurs réponses lors de la réalisation des galeries du laboratoire souterrain et des expériences à mener dans ce laboratoire. C'est là le point essentiel. La question de la fracturation des aquifères encadrant la couche d'argile doit être regardée dans le cadre des propriétés de perméabilité de ces couches, puisque c'est, de façon très générale, à partir de la fracturation que se développe la perméabilité dans les calcaires. La Commission apprécie les travaux de traitement des données de sismique 3-D que poursuit l'ANDRA et qui ten-

dent à valoriser les données acquises. Elle considère, jusqu'à plus ample information, que cet outil est le seul proposé aujourd'hui pour extrapoler à l'emprise d'un éventuel stockage les informations qui auront été récoltées sur l'emprise du laboratoire. Cette possibilité est fondamentale pour étudier la faisabilité d'un éventuel stockage ; la Commission recommande donc de tirer le meilleur parti possible de ces données avant la construction du laboratoire et de valider les observations issues de la géophysique avec les données qui y seront acquises.

Quant au risque sismique, elle considère que les informations qui lui ont été présentées ne permettent pas de penser qu'un risque sismique majeur existe sur le site. Il semble au contraire que le site de Meuse/Haute-Marne soit situé dans une zone particulièrement calme du territoire national, point sur lequel tout le monde s'accorde d'ailleurs. Cela étant dit, les conséquences d'un risque même faible doivent pouvoir être étudiées. La Commission recommande donc à l'ANDRA de tenter de quantifier la probabilité d'occurrence dans le futur, sur le site, d'une faille de dimension importante, et d'évaluer quelles pourraient être les conséquences de cette faille sur un éventuel stockage. Ces conséquences sur la capacité de confinement du site devront être évaluées tant en phase d'exploitation du stockage, en particulier pour les travailleurs sur le site, qu'en phase post-fermeture. Elle invite de même les personnes ayant des vues différentes sur le risque sismique du site de Meuse/Haute-Marne à tenter de quantifier tant la probabilité d'occurrence de nouvelles failles que les conséquences qui pourraient en résulter, afin de faire évoluer le débat sur des bases quantifiées et non sur des opinions qualitatives.

### ***Mécanismes de transfert et d'interaction géochimique dans les argilites du Callovo-Oxfordien***

La Commission a examiné les éléments assemblés par l'ANDRA sur les mécanismes de migration des éléments en solution dans les argilites du Callovo-Oxfordien. Les mécanismes mis en œuvre sont nombreux et complexes.

Le premier élément important concerne la possibilité de migration par convection des éléments en solution. L'ANDRA a mesuré sur échantillon et en forage la perméabilité de la formation Callovo-Oxfordienne et a abouti à des valeurs très faibles, de l'ordre de  $10^{-13}$  à  $10^{-11}$  m/s dans les directions verticale et horizontale, respectivement. Si ces chiffres semblent cohérents, la Commission note toutefois que se pose un problème de changement d'échelle quand

on applique ces valeurs à la taille d'un stockage. Elle note en particulier que pour les argiles de Boom, en Belgique, l'ONDRAF, dans son rapport SAFIR 2, a été amenée à prendre compte une valeur sensiblement plus élevée de la perméabilité des argiles de Boom pour rendre compte des transferts par drainance à l'échelle régionale au travers de cette argile. La Commission invite donc l'ANDRA à étudier de même les arguments permettant d'évaluer la perméabilité de l'argilite à plus grande échelle que celle des mesures ponctuelles.

À ce sujet, l'ANDRA indique que des surpressions de quelques dizaines de mètres existent au sein de la formation Callovo-Oxfordienne et rapporte ces surpressions soit à des phénomènes de compaction, soit à des effets osmotiques. Il est clair que l'existence de cette surpression rend difficile l'application simple de la loi de Darcy pour calculer les transferts convectifs au travers de l'argilite à partir des différences de pression des aquifères adjacents, comme il est fait classiquement. Les équipes suisses ont déjà rencontré de telles surpressions, tant pour les marnes de Wellenberg que pour les argiles à opalines du site de Benken. Dans le premier cas, une surcompaction due au poids des glaciers des époques glaciaires antérieures a été évoquée, dans le second cas, un effet osmotique a été envisagé puis provisoirement repoussé et des hypothèses de non-linéarité de la loi de Darcy aux faibles gradients hydrauliques ont alors été envisagées. D'autres exemples de surpressions sont rapportés dans la littérature. La Commission considère que la cause de ces surpressions doit être élucidée et que les éventuels flux convectifs ascendants et descendants que cette surpression semble indiquer devraient être quantifiés à partir de l'emploi de traceurs naturels, s'il est possible d'en identifier. Ceci permettrait éventuellement de conforter les évaluations à grande échelle de la perméabilité de l'argilite, de la même façon que cela a été fait en Belgique pour les flux de drainance. Un tel travail pourrait utilement résulter d'une coopération des équipes françaises, dont celles de FORPRO, avec les équipes étrangères ayant rencontré le même problème.

Le mécanisme suivant est la diffusion moléculaire. L'ANDRA a mesuré sur échantillons des coefficients de diffusion moléculaire effectifs et de pore pour l'eau tritiée, puis pour un anion, l'iode, et enfin pour certains cations, le lithium, le sodium et le césium. L'ANDRA met ainsi en évidence un effet d'exclusion anionique pour l'iode (et une éventuelle rétention), qui est fonction de la force ionique de la solution. Cette exclusion anionique due à des phénomènes électrostatiques se traduit par une réduction de la porosité accessible à l'iode au sein de la porosité totale, donc par une réduction du coefficient de diffusion effectif, mais aussi par une réduction du coefficient de diffusion de pore par rapport à celui de l'eau tritiée. On note un coefficient de diffusion de pore  $D_p$  de l'ordre de  $7,10^{-11}$  à  $14,10^{-11}$  m<sup>2</sup>/s pour l'eau tritiée et de quelques unités  $\times 10^{-11}$  m<sup>2</sup>/s pour l'iode. Les porosités accessibles sont de 10 % à 20 % pour l'eau tritiée et de

0,01 % à 1 % pour l'iode, en fonction de la force ionique. Pour les cations, les phénomènes électrostatiques conduisent à un effet inverse : le coefficient de diffusion apparent des cations (principalement le césium) est plus important que celui de l'eau tritiée. Cet effet a déjà été observé dans d'autres pays, en particulier en Suède par SKB pour des échantillons de granite et a été parfois appelé diffusion de surface.

L'ANDRA rapporte enfin un autre effet intéressant concernant l'iode, celui d'une migration convective plus faible que celle de l'eau. Dans une expérience sur échantillon soumis à un gradient de pression, la migration de l'iode s'effectuerait avec une « perméabilité équivalente » plus faible d'un facteur dix environ que celle qu'il faut utiliser pour calculer le flux d'eau. Cet effet s'apparente *a priori* à une « filtration » des ions par osmose inverse. L'ANDRA indique que ces expériences sont encore préliminaires, car les mesures se trouvent au seuil de sensibilité de l'observation. Pour la fraction de l'iode qui est transportée par convection dans l'argile, sa vitesse de migration doit être très supérieure à celle de l'eau tritiée ou des cations, du fait de la très faible porosité cinématique accessible à l'iode. Cet effet n'est pas cité dans les premières observations rapportées par l'ANDRA mais devrait, s'il existe, être pris en compte dans les calculs de sûreté, l'approche proposée de définir une « perméabilité équivalente » pour l'iode, plus faible que celle pour l'eau, n'en rendant pas compte. Une telle approche globale, en l'absence d'une bonne compréhension des mécanismes responsables, paraît dangereuse.

La Commission note également que l'ANDRA a utilisé des données sur la concentration des gaz rares dans les aquifères du Bassin Parisien pour étudier les mécanismes de migration des éléments dans les aquifères et les semi-perméables argileux. De telles études sont fondamentales pour valider à l'échelle régionale les mécanismes de transfert des traceurs naturels dans un bassin sédimentaire et la Commission se réjouit que l'ANDRA ait utilisé ces outils. Il est fait état dans ce travail de l'utilisation d'un coefficient de diffusion effectif des gaz rares de  $10^{-10}$  m<sup>2</sup>/s, c'est-à-dire dix fois plus élevé que ceux mesurés et utilisés par l'ANDRA pour les calculs de migration. Ces études indiquent également l'existence d'autres travaux antérieurs utilisant des coefficients de diffusion encore plus élevés dans le Bassin Parisien. Il est vrai que ces coefficients de diffusion régionaux s'appliquent à toutes les formations semi-perméables, comme par exemple le Lias, qui n'ont probablement pas les mêmes propriétés que le Callovo-Oxfordien, mais ces études amènent à s'interroger sur l'existence d'un éventuel effet d'échelle pour la diffusion, ainsi qu'il semble en exister un pour la convection. Il serait véritablement souhaitable que les valeurs des coefficients de diffusion utilisés par l'ANDRA pour ses calculs de sûreté fussent confortés par des calculs montrant qu'ils sont capables d'expliquer la distribution dans l'espace des traceurs naturels, tels que les gaz rares et les isotopes de la molécule d'eau par exemple.

La Commission s'interroge sur le sens de toutes ces observations. Dans la migration d'une solution complexe, il est clair que la contrainte d'électro-neutralité impose que la vitesse de migration des anions et des cations soit la même. Ceci implique probablement des substitutions d'ions lors de la migration, les ions adsorbés mettant en solution d'autres ions majeurs de la roche et/ou l'existence d'un effet de potentiel électrostatique pouvant affecter la migration. De plus, les cas d'exclusion anionique cités dans la littérature font état d'une migration convective plus rapide des anions que des cations, alors que l'ANDRA indique dans le dossier 2001 Argile une migration plus lente des anions dans le Callovo-Oxfordien (200 000 ans de franchissement pour l'iode, 120 000 ans pour les cations, mais pour un mécanisme de migration purement diffusif). Enfin, l'éventuel effet osmotique mis en évidence par l'ANDRA pour la migration convective de l'iode invite à étudier davantage la question des phénomènes osmotiques, déjà cités pour potentiellement expliquer les surpressions dans le Callovo-Oxfordien. Il convient donc de poursuivre les expérimentations en laboratoire et ultérieurement sur le terrain au sein du Laboratoire souterrain pour expliquer ces phénomènes complexes au sein de l'argilite et proposer une explication cohérente d'ensemble, tant des phénomènes de surpression que des mécanismes de migration d'une solution complexe et non pas d'un traceur unique. En effet, il apparaît que ces mécanismes sont potentiellement liés. La prise en compte de l'ensemble des mécanismes jugés pertinents dans les modèles de transfert des radionucléides (PORFLOW, ou codes ultérieurs) devrait être assurée. Rappelons ici que le logiciel d'écoulement PORFLOW utilisé par l'ANDRA n'est pour l'instant pas couplé avec un logiciel d'équilibre chimique.

Quels que soient les scénarios de retour des RNVL à la biosphère, ce sont *in fine* les propriétés chimiques des éléments auxquels ils appartiennent qui font la différence. À cet égard, on distingue les éléments qui, dans les conditions chimiques d'un stockage, donnent des composés très peu solubles comme les actinides au degré d'oxydation 4, ceux donnant des composés solubles mais pouvant être retenus par les matériaux des barrières ouvragées ou naturels comme le césium (et les actinides à des degrés d'oxydation supérieurs à 4) et ceux dont les composés sont très solubles et qui ne sont pas retenus, comme l'iode. Il est clair que l'essentiel des efforts de compréhension et de modélisation de la migration des éléments doit en premier lieu porter sur la migration des éléments de la troisième catégorie. En effet, on peut raisonnablement penser que si un concept de stockage limite la migration de ces éléments, il en sera de même pour les autres. Ceci est à pondérer cependant par les valeurs d'activité et de radiotoxicité de chacun des radionucléides.

La modélisation de la migration des éléments par diffusion, comme c'est essentiellement le cas dans les argiles dépend de la porosité du milieu qui est acces-

sible à leur diffusion, de leur coefficient de retard et de leur coefficient de diffusion effectifs dans ce milieu. Ces valeurs sont mesurables en laboratoire sur des échantillons de carottes mais elles doivent être validées par des expériences *in situ* en laboratoire souterrain, aussi bien pour les éléments plus ou moins retenus par les matériaux que pour les éléments mobiles. Dans ces expériences un effet d'échelle d'un facteur significatif (facteur 50 ou plus) doit être mesuré. Pour cela, il faut observer la migration des éléments sur des distances pluri-décimétriques et cela est réservé aux éléments les plus mobiles. La compréhension du comportement nécessite, quant à elle, de connaître les espèces présentes dans le milieu aqueux des pores de diffusion dont il faut connaître les caractéristiques. Celle des mécanismes de migration passe par l'étude des processus aux interfaces, qui risquent d'être dominants compte tenu du rapport volume/surface. Il s'agit de l'exclusion anionique, des processus de sorption rapides et réversibles (complexation de surface, échange ionique), des processus d'immobilisation (solution solide, précipitation de surface, précipitation/coprécipitation de composés).

Pour ce qui concerne l'argilite du site de l'Est, l'ANDRA a réalisé de nombreuses expériences en laboratoire et projette des expériences *in situ*, lorsque l'avancement de la construction du laboratoire souterrain le permettra. Elle a obtenu des valeurs des paramètres évoqués ci-dessus pour l'iode, le lithium, le sodium et le césium. Elle dispose aussi des valeurs concernant les caractéristiques physiques et chimiques de l'argilite. Il existe aussi des données pour d'autres argiles (argile de Boom, argile du Mont Terri). L'ANDRA est consciente que ces données doivent être encore examinées au regard de leur sensibilité à divers paramètres du milieu (force ionique, chlorures, matière organique). Pour d'autres éléments critiques, c'est-à-dire non ou peu sorbés, comme carbone, technétium, voire neptunium, ou moins critiques, comme sélénium, zirconium et palladium, les données manquent. De même, il serait intéressant d'avoir des données sur la migration d'éléments majeurs du milieu géologique pour aider à la compréhension des mécanismes de migration.

La Commission recommande que lui soit présenté par les acteurs de la loi un point détaillé de l'ensemble de ces recherches en distinguant bien ce qui est acquis, ce qui est en cours au niveau des laboratoires et en indiquant sur quelles bases thermodynamiques et cinétiques reposent les études. Enfin il est également souhaitable que l'ANDRA indique com-



ment sont prises en compte les données et quand elle pense qu'elles seront validées dans le laboratoire de Bure.

### **Hydrogéologie des aquifères du secteur**

Une fois la formation hôte franchie par les éléments provenant d'un stockage, il faut étudier leur migration vers les exutoires naturels et la biosphère. Cependant, alors que la migration dans l'argile est fonction des propriétés locales de la formation Callovo-Oxfordienne au droit du stockage ou dans son voisinage immédiat, il n'en va pas de même pour la migration dans les aquifères. En effet, les écoulements dans les aquifères sont régis par leurs conditions aux limites, qui sont la recharge sur les affleurements et les conditions de potentiel hydraulique aux exutoires. Ces limites ne sont dès lors plus locales, ni de secteur, mais régionales. Pour les étudier, l'ANDRA s'appuie sur les données locales acquises au voisinage du site par ses propres travaux et sur les données du secteur et régionales disponibles auprès des services régionaux et nationaux, en particulier au BRGM. Ceci impose donc de comprendre les circulations dans la majeure partie du Bassin Parisien.

Pour ce faire, l'ANDRA a décidé de construire un ensemble de modèles emboîtés de l'hydrogéologie du Bassin Parisien, qui synthétise les informations existantes et y représente les écoulements. Initialement, trois échelles de modélisation ont été utilisées :

- échelle régionale, sur une zone d'environ 500 × 400 km, représentant en trois dimensions l'essentiel des aquifères et semi-perméables du Bassin Parisien dans son ensemble ;
- échelle du secteur, où les écoulements sont étudiés sur une zone de 60 × 60 km, également en trois dimensions, les conditions aux limites de ce second modèle étant issues des valeurs calculées sur le modèle régional ;
- échelle locale du site, sur laquelle seront effectués les calculs de migration des radionucléides. Il existe deux modèles de ce type, l'un pour les écoulements dans l'Oxfordien calcaire, l'autre pour le Dogger ; l'échelle est ici de l'ordre de 40 × 40 km. Les deux modèles utilisent les conditions aux limites fournies par le modèle précédent.

Initialement, le modèle régional a été réalisé par ANTEA en utilisant le code 3-D aux différences finies MARTHE développé par le BRGM. Ensuite, le

modèle de secteur a été réalisé par Duke Engineering & Services en utilisant le code 3-D aux différences finies SWIFT II développé pour le compte des Laboratoires Sandia aux USA. Enfin, les modèles locaux ont été réalisés avec le logiciel PORFLOW. Cependant, en 2001, l'ANDRA a décidé de réaliser avec ANTEA un nouveau modèle, dit « fusionné », qui remplace le modèle régional et le modèle de secteur. Ce modèle fusionné utilise le logiciel TAFFETAS en éléments finis du BRGM et représente l'échelle régionale, c'est-à-dire les séries sédimentaires du Bassin Parisien et, au sein du même modèle avec un raffinement du maillage, le secteur avec une plus grande finesse de détail. La Commission approuve la décision de ne conserver que deux échelles de modélisation, régionale et locale, qui simplifie la représentation des écoulements et simplifie partiellement le délicat problème du passage des conditions aux limites d'un modèle à l'autre.

Pour caler le modèle régional, on dispose de plusieurs sources d'information. Ce sont d'une part les valeurs de paramètres des différents aquifères, mesurés localement par des essais de débit dans des puits, d'autre part des données estimées sur la recharge des aquifères à leurs affleurements, des données sur les prélèvements dans les différents niveaux (agricoles, industriels, urbains) et enfin éventuellement des débits aux exutoires. Ces paramètres sont introduits dans le modèle et les charges hydrauliques calculées en chaque maille du modèle sont alors comparées aux charges mesurées dans les puits ou piézomètres disponibles sur l'ensemble du bassin. Si cette comparaison est jugée satisfaisante, le modèle est dit calé. Sinon, il est nécessaire de revenir sur les paramètres introduits dans le modèle pour en changer la valeur, afin de réduire la différence entre valeurs observées et calculées. Ce travail s'appelle le calage du modèle, il a été réalisé par « essais et erreurs », c'est-à-dire par tentatives successives, selon l'intuition et la connaissance de l'opérateur. Le calage obtenu pour le modèle fusionné reproduit approximativement les charges observées, la comparaison pour les charges dans le secteur du site de l'Est donne une différence de l'ordre de 10 à 20 m pour les aquifères du Dogger et de l'Oxfordien calcaire. Ailleurs, des différences plus faibles ou plus fortes peuvent apparaître. Des études de sensibilité ont été effectuées pour déterminer quels sont les paramètres du modèle qui influencent le plus le calage du modèle.

Il faut bien se rendre compte que les données de charges hydrauliques dans les aquifères sont rares et

donc que le calage d'un modèle est basé sur une connaissance très imparfaite de la réalité. Les paramètres calés sont donc incertains et, de plus, il est probable que, pour un ensemble de mesures de charge, il existe un ensemble de solutions acceptables qui donneraient le même résultat. Pour rendre plus crédible la modélisation, on cherche aussi à examiner la plausibilité des jeux de paramètres qui résultent du calage en comparant les valeurs choisies par le modélisateur avec les quelques valeurs mesurées. Une des variables les plus difficiles à estimer est la perméabilité des semi-perméables, qui n'est pratiquement jamais mesurée en forage. La porosité cinématique des aquifères qui est un paramètre très important pour connaître les vitesses de transfert dans les aquifères est également très mal connue. Une autre façon indirecte de valider ce type de modèles est d'utiliser les résultats (par exemple le champ de vitesse de l'écoulement qu'il calcule) pour calculer le déplacement de traceurs environnementaux, comme les gaz rares ou les isotopes de la molécule d'eau ou encore le carbone 14 ou enfin des traceurs géochimiques. Ce genre de comparaison a été initié par l'ANDRA avec les gaz rares.

### ***Données hydrogéologiques disponibles dans le secteur***

Il apparaît clairement à la lecture des documents que les données hydrogéologiques disponibles dans le secteur sont insuffisantes pour permettre une comparaison valable entre les charges calculées et les charges observées. En particulier, pour le Dogger, il n'existe que deux valeurs de la charge hydraulique (MSE 101 et HTM 102), ce qui apparaît très insuffisant pour quantifier les écoulements dans ce secteur. La direction précise des écoulements dans le voisinage du site est en fait inconnue et, de plus, la faible différence de charge observée entre ces deux forages (3 m) alors qu'ils sont distants de 15 km est difficile à expliquer. Les essais de modélisation réalisés sont multiples, il est ainsi proposé d'expliquer cette anomalie par un flux de drainance ascendante venant des aquifères triasiques en profondeur, en augmentant localement la perméabilité des semi-perméables sous la couche du Dogger. Enfin, il a été montré par des analyses de sensibilité que le rôle des grandes failles entourant le secteur (fossés de la Marne, de Gondrecourt et de Joinville, faille de Poisson) était à la fois sensible sur les résultats et très mal connu. En effet, ces failles peuvent soit constituer des zones plus perméables et faciliter les circulations verticales et les échanges entre couches, soit au contraire

jouer le rôle de barrière. Il est important de connaître plus précisément ce fonctionnement, dans la mesure où la possibilité de migration d'éléments en solution vers le Dogger depuis la couche hôte a été montrée dans le dossier et donc que les circulations dans le Dogger mais aussi dans l'Oxfordien calcaire doivent être mieux connues.

La Commission recommande donc, comme elle l'avait déjà fait précédemment et comme le propose l'ANDRA dans ses rapports d'étude, de réaliser, dès que possible et de façon à pouvoir être pris en compte dans le dossier 2005, des reconnaissances hydrogéologiques des aquifères du secteur, principalement le Dogger mais aussi (à la faveur des forages qui le traverseront) de l'Oxfordien calcaire. Des essais de traçage et de dilution devraient, comme la Commission l'a déjà recommandé dans ses rapports précédents, y être réalisés. De plus, des forages devraient être réalisés dans les fossés entourant le site, pour en déterminer les propriétés.

### ***Anomalies de perméabilités dans le secteur***

L'ANDRA indique dans ses rapports sur l'hydrogéologie du site que les valeurs des transmissivités mesurées dans les aquifères du secteur, Dogger et Oxfordien calcaire, sont nettement plus faibles que celles estimées régionalement, environ d'un facteur 100 (Oxfordien) à 1 000 (Dogger). Ces mesures locales sont représentatives d'un secteur dont l'extension est hélas inconnue. Les modélisations effectuées par l'ANDRA tendent à montrer que si l'on conserve, au droit du site, des transmissivités plus élevées que celles mesurées, donc des valeurs régionales, il paraît difficile de caler les charges observées. Le modèle final proposé utilise donc des transmissivités faibles dans la zone du site, sur une zone d'extension de l'ordre de 20 km, de forme initialement circulaire, puis ultérieurement en une bande parallèle aux affleurements. L'ANDRA indique que cette distance est arbitraire, et qu'aucun argument géologique ne permet de justifier pour l'instant ce choix.

Il est clair que les forages hydrogéologiques supplémentaires dont la réalisation a été recommandée ci-dessus par la Commission permettront peut-être de mieux comprendre cette anomalie. Mais il apparaît important de mieux borner les dimensions et la valeur de cette zone anormale. La Commission recommande donc d'utiliser les moyens géophysiques, géologiques et géochimiques disponibles

pour tenter de préciser ces inconnues. L'utilisation de traceurs environnementaux pourrait, à cette échelle, éventuellement apporter des informations. Cette anomalie a une influence prépondérante sur les temps de transfert des éléments en solution vers les exutoires et ne saurait rester inexplicée ou d'extension inconnue pour le dossier 2005. La Commission demande donc à l'ANDRA de bâtir un programme de recherche permettant de lever cette incertitude.

Par ailleurs, la Commission s'interroge sur la plausibilité des temps de parcours calculés par l'ANDRA, tant pour l'aquifère de l'Oxfordien que ceux du Dogger, qui sont de l'ordre de 800 000 ans pour l'exutoire Marne de l'Oxfordien, et de 21 millions d'années pour l'exutoire du Dogger dans la région de Toul. Ces chiffres paraissent très élevés, et demandent à être confirmés, par exemple par des mesures d'âge des eaux en utilisant les traceurs les plus puissants (carbone 14, chlore 36, etc.). Il faut s'interroger sur la façon dont on passe de la transmissivité que mesure un essai hydraulique dans un forage à la perméabilité des aquifères et enfin à la perméabilité des mailles d'un modèle. Il semble que le modèle fusionné ait utilisé l'épaisseur totale des couches en y affectant une perméabilité estimée d'après les mesures, ce qui conduit à surestimer la transmissivité donc les flux aux exutoires. Il se peut en revanche que l'épaisseur aquifère réelle des niveaux perméables au sein d'une couche donnée soit très faible, ce qui conduirait à une transmissivité faible et à un faible flux, mais éventuellement à une perméabilité plus élevée et donc à des temps de transfert plus courts. Il serait intéressant de tester sur les modèles développés par l'ANDRA l'importance de ce phénomène. De plus, lors de la réalisation des nouveaux forages hydrogéologiques que recommande la Commission, il serait utile de déterminer l'épaisseur réelle précise des horizons perméables au sein des aquifères traversés et donc la perméabilité réelle à utiliser pour les calculs d'impact radiologique. Ceci s'applique surtout au Dogger, puisque les travaux de fonçage des puits donneront, pour l'Oxfordien calcaire, une possibilité d'observation directe de l'épaisseur des horizons perméables et une estimation de leur perméabilité. La Commission rappelle à cet effet qu'il existe une controverse sur l'âge des eaux du Dogger au centre du Bassin Parisien, qui se chiffre à deux millions d'années pour les uns, et à 200 000 ans pour les autres, la différence provenant précisément de l'épaisseur utile prise en compte pour cet aquifère. La Commission demande donc à l'ANDRA de présenter un programme de recherche qui

permette de lever cette incertitude. Ce point est fondamental pour toute analyse de sûreté ultérieure.

En dernier lieu, la Commission invite l'ANDRA à examiner plus avant la plausibilité des paramètres qu'elle utilise pour sa modélisation des aquifères et semi-perméables. À cet égard, il existe déjà un assez grand nombre de modèles des aquifères du Bassin Parisien, réalisés dans le cadre de thèses ou à la demande des agences de l'eau ou des institutions régionales. Il serait utile de comparer entre eux ces modèles et en particulier les valeurs de paramètres utilisés par chacun. Toute divergence importante et qui pourrait avoir un effet sur les vitesses de circulation dans les aquifères du site de l'Est, devrait être interprétée et expliquée.

#### **5.1.4. Matériaux pour le stockage**

Les recherches sur les matériaux manufacturés pour barrières ouvragées d'un stockage comportent plusieurs volets : recherches sur leur mise en forme, recherches sur leur mise en place, recherches sur leurs interactions à long terme avec les colis et la barrière géologique et, finalement, recherches sur la pénétration des fluides et sur la migration des radionucléides dans ces matériaux, altérés ou non. Les matériaux étudiés pour ces barrières sont des matériaux à base de ciment et des matériaux argileux. Au sein de l'ANDRA, les recherches sont coordonnées (définition des recherches et mise en œuvre) par le service « matériaux » qui a aussi en charge de suivre les recherches sur les matériaux métalliques et les matrices de conditionnement pour les déchets, notamment leur altération. De plus, comme la convergence de toutes les recherches de l'ANDRA est de modéliser à long terme le comportement des radionucléides, ce service a également en charge la gestion de la base de données concernant la migration des éléments chimiques. Les recherches sont conduites en étroite collaboration avec le CEA (laboratoires et Comité technique thématique), avec des Groupements de Laboratoires (GdL) et en interaction avec les GdR (cf. rapport n° 7). L'ouverture sur l'international a lieu par le canal des programmes européens et des collaborations bilatérales.

L'ANDRA a présenté à la Commission, le 27 septembre 2001, l'état des recherches sur les matériaux à base d'argile gonflante et de ciments pour la construction d'ouvrages d'un éventuel stockage dans l'argilite du site de l'Est. Ces ouvrages concernent par exemple les soutènements de galerie (bétons), les

scelllements des alvéoles de stockage, des galeries et des puits (bétons et bentonites) et le remblaiement des galeries (argilite excavée). Les matériaux étudiés sont disponibles en grande quantité et, *a priori*, sélectionnés pour leur capacité à limiter les transferts de matière (eau et soluté) et pour leur capacité de confinement sur des temps longs (millénaires) au regard des sollicitations THMC qu'ils subiront.

La présentation de l'ANDRA n'a pas été exhaustive. Elle a donné néanmoins lieu à un aperçu consistant du dossier 2001 Argile se rapportant à ce sujet.

Ces matériaux, exogènes au milieu géologique, présentent des analogies avec l'argilite (bentonite) ou en sont très différents (ciments avec adjuvants, mortiers, bétons). C'est pourquoi, pour ces derniers, il convient d'étudier les actions réciproques qu'ils ont avec les argiles, même si on sélectionne des ciments dits « à bas pH », les moins perturbateurs pour les argiles. D'une façon générale, les études concernent, pour les argiles, les propriétés de perméabilité, de gonflement sous eau et de conduction thermique et, pour les bétons, les propriétés mécaniques (retrait au vieillissement) et hydrauliques. Il existe peu d'analogues naturels excepté celui de Maqarîn (Jordanie) où des eaux alcalines ont percolé des terrains argileux.

Bien qu'il ne soit pas prévu de réaliser dans le laboratoire de Bure, d'ici 2006, d'essais technologiques, la présentation a débuté par l'état de l'art en matière de mise en forme et mise en place des matériaux. Sur ces aspects, l'ANDRA considère qu'il n'y pas d'études particulières à lancer pour le moment compte tenu des nombreux essais déjà réalisés et de la maîtrise industrielle de l'emploi des argiles et bétons dans divers domaines, y compris dans des essais en vraie grandeur dans des laboratoires souterrains dans le granite. À cet égard, on peut rappeler les grandes expériences : FEBEX (*in situ* à Grimsel, Suisse, et sur maquette à Madrid, Espagne), RESEAL (HADES, Belgique), TSX (URL, Pinawa, Canada), Prototype Repository (Åspö, Suède) ou la réalisation des silos du SFR (Forsmark, Suède). Elles ont permis de tester des options de mise en forme en ouvrages souterrains ou bien de préfabrication en atelier de mise en place de ces composants. L'ANDRA considère que l'adaptation à un milieu argileux ne devrait pas poser de problème, encore faudra-t-il le montrer en temps voulu. Des contacts ont été pris dans ce sens avec les responsables du laboratoire du

Mont Terri (Suisse). La Commission estime qu'il faudra en apporter ultérieurement la preuve : le dossier 2001 - Argile a en effet montré le caractère critique de la qualité des scelllements.

Le comportement géochimique des matériaux et le comportement des radionucléides ont ensuite été présentés de façon complète.

Dans le premier domaine, les aspects macro-, méso- et microscopiques des modifications des matériaux suite à diverses sollicitations nécessitent encore de poursuivre des recherches, recherches qui ont cependant déjà permis, au vu des résultats exposés, de bien connaître ces modifications.

Le comportement THM du gonflement des argiles par l'eau est compris et bien modélisé pour un milieu continu assez étendu. La modélisation s'appuie sur une description microscopique des argiles constituées de trois assemblages d'objets lamellaires et de trois fluides interstitiels en interactions et sur les effets diagonaux de la matrice reliant flux et gradients de potentiel. La modélisation devient moins bonne pour les objets en argile de dimension centimétrique ou lorsqu'elle est étendue aux milieux discontinus formés de ces objets ou d'objets plus gros. La prise en compte des effets chimiques dus aux fluides géologiques ou à des eaux alcalines est encore du domaine de la recherche (notamment à température élevée). C'est le cas en particulier pour les eaux équilibrées avec des ciments, qui sont alcalines. Aussi les conséquences de cette interaction sont-elles très étudiées y compris dans les programmes européens (ECOCLAY 1997-2003, qui regroupe 22 participants de huit pays). Le problème est complexe. L'invasion de la bentonite M 80 par la solution alcaline conduit à la réorganisation de l'aluminium et du silicium au sein du principal minéral qui la constitue, la montmorillonite (smectite) et conduit à sa transformation en beidellite ou saponite (illite) et à la précipitation d'autres minéraux comme des zéolithes. Cela est sous la dépendance du pH, des concentrations en cations alcalins et de la température. La bentonite devient un solide interstratifié. Il est possible de décrire et modéliser la propagation d'une perturbation alcaline dans l'argile, mais l'élaboration de modèles pour relier les transformations minéralogiques aux modifications des propriétés de l'argile nécessite encore un important effort de recherche.

L'évolution chimique des matériaux à base de ciment sous l'action de l'eau ou de solutions plus ou moins riches en ions carbonate ou sulfate a déjà été très étudiée et la Commission est déjà intervenue sur ce sujet. La présentation de l'ANDRA a montré les récents progrès sur ces sujets, qui ont permis de préciser les facteurs en cause, en particulier le rapport eau sur ciment lors de la préparation des pâtes de ciment et la température. Les effets des couplages entre modifications physiques et chimiques sont compris ; il reste toutefois à les modéliser.

Pour ce qui concerne le comportement des radionucléides, qu'il est difficile de cerner dans son aspect microscopique compte tenu de la complexité des assemblages minéraux dans les matériaux examinés ici, la Commission retient des exposés les points suivants.

La rétention des radionucléides par la bentonite dépend des échanges des ions avec les cations de l'espace interfoliaire et des sites de sorption, tous deux fonctions de la pression interne de l'argile qui règle l'organisation de la porosité et de la surface spécifique de celle-ci. Une nouvelle classe de modèles est à l'étude, tenant compte de ces paramètres. La rétention des radionucléides par les phases minéralogiques des ciments est moins bien comprise que la rétention par les minéraux argileux. Aux interactions des radionucléides par complexation de surface et échange ionique sur les minéraux, communs aux argiles et bétons, s'ajoutent, au cours de l'altération des ciments, leur coprécipitation isomorphe (solutions solides) ou leur inclusion dans les défauts des minéraux formés. La rétention dépend, ici aussi, du rapport eau sur ciment et du temps de maturation. Des relations numériques : rétention/rapport eau sur ciment, ont été établies pour quelques éléments par corrélation sur échantillons et minéraux. La formulation du ciment a peu d'effet mais la rétention est très dépendante de l'altération. La modélisation est difficile.

En conclusion, la Commission constate que les recherches en laboratoire sur les matériaux pour le stockage sont bien engagées. Mise en forme et mise en place bénéficient d'un bon retour d'expérience et les recherches pour comprendre les effets TMHC sont en progrès dans le cadre de programmes à échéance de quelques années. L'ANDRA a également le souci d'étudier les interactions de ces matériaux avec les autres composants métalliques ou minéraux du champ proche d'un éventuel stockage. La Commission a fait remarquer lors de l'audition

que les études en cours ne doivent pas perdre de vue qu'il est nécessaire de caractériser la réponse de l'argilite du site de l'Est à diverses sollicitations et les conséquences sur la migration des radionucléides.

### **5.1.5. Concepts de stockage**

Le 15 mai 2002, l'ANDRA a présenté à la Commission ses choix pour les concepts de stockage des déchets B et les grandes orientations prises pour la définition des concepts de stockage de déchets C et de combustibles usés. On en donne cette année un bref commentaire avant d'y revenir l'an prochain lorsque des documents finalisés auront été présentés à la Commission. Plusieurs principes ont été retenus pour ces concepts. Ils intègrent la réversibilité du stockage, l'adaptation à la formation hôte, la modularité assurant le découplage des phénomènes affectant les différents types de déchets et un maximum de simplicité, gage de sûreté et de robustesse tant en phase d'exploitation que de surveillance à long terme.

Tous les déchets dégagent des quantités plus ou moins importantes de chaleur (de quelques dizaines de watts/colis pour des déchets B riches en cobalt à plusieurs centaines de watts/colis pour les verres et les combustibles usés). L'analyse de l'impact de la température sur la dissolution de la matrice verre, sur le comportement en solution des radionucléides, sur la minéralogie, le comportement thermo-hydromécanique et les propriétés de rétention des argilites convergent pour dimensionner le stockage de façon que la température de paroi des conteneurs reste inférieure à 100 °C (notamment pour éviter les problèmes de changement de phase de l'eau) et que la température de l'argilite ne dépasse pas 50 à 60 °C.

Les concepts de stockage intègrent donc ce critère thermique, mais aussi les études préliminaires de construction des modules de stockage et les modalités de leur exploitation, incluant sûreté, réversibilité et confinement à long terme. Pour les déchets B, la préférence de l'ANDRA va vers des tunnels de 9 à 12 mètres de diamètre ; les colis primaires stockables seraient regroupés dans des surconteneurs formant les colis de stockage assurant de la standardisation des pièces à manipuler. L'exploitation se ferait en chambres irradiantes par télémanipulation, sans intervention des personnels dans les alvéoles de stockage, ce qui conduit à un gain notable en compacité et en fiabilité des manutentions.

Les colis de stockage seraient soit sur un seul niveau, soit gerbés sur un nombre limité de niveaux. Ces concepts paraissent fiables et favorables à la réversibilité, puisque le retrait éventuel des colis s'effectuerait avec les mêmes appareils en inversant la procédure de mise en place.

Pour les colis de déchets C vitrifiés, l'analyse n'est pas encore finalisée. Le concept de stockage dans des puits verticaux est plus cher que celui en tunnels. Des études sont menées pour améliorer la technique de mise en place des colis par des engins robotisés, comparer les concepts avec ou sans barrière ouvragée en argile gonflante entourant les colis avec ou sans surconteneurs. Pour les combustibles usés, le concept de colissage (conteneur en acier contenant quatre assemblages UOX ou un assemblage MOX) est actuellement développé conjointement par l'ANDRA, le CEA et l'EDF (cf. chapitre 6 - paragraphe 6.2.3.). En revanche, le matériau de barrière ouvragée et le type d'alvéole de stockage font encore l'objet d'études comparées. La Commission suivra avec intérêt le développement des études en cours.

## **5.2. BILAN DES ÉTUDES ET TRAVAUX 2000**

La Commission a noté l'an dernier, dans son rapport n° 7, que le Bilan des études et travaux de l'ANDRA pour l'année 1999 était clair et bien documenté. Il montrait à la fois les motivations de l'ANDRA, l'avancement des études au cours de l'année 1998 et les résultats acquis, sur lesquels elle s'était d'ailleurs prononcée, pour une large part, dans son rapport n° 6. Dans son rapport n° 7 la Commission a aussi fait des suggestions pour réduire le décalage entre les informations directes qu'elle reçoit de l'ANDRA au cours des auditions de l'année N, en avance sur les informations contenues dans le Bilan annuel N-1. À cet égard, le Bilan 2000 a été fourni à la Commission en juin 2001 sous une forme préliminaire et la Commission apprécie l'effort de l'ANDRA pour répondre aux souhaits de la Commission. La présentation formelle du Bilan 2000 sous sa forme définitive a été faite le 28 septembre 2001. Cette journée a permis d'examiner plus particulièrement les études sur la biosphère et les interactions fer-argile.

Le document Bilan dont le titre est « Recherches pour le stockage des déchets radioactifs HAVL » présente de façon thématique, au cours de 555 pages, les acti-

vités scientifiques de l'ANDRA s'inscrivant dans l'axe 2 de la loi. Il y a sept chapitres axés sur les activités des services scientifiques de l'Agence et un chapitre consacré au Laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne. Chacun donne une analyse des travaux réalisés (objectifs et résultats) mis en perspective de façon pluriannuelle dans des synoptiques et une présentation, de type article scientifique, des résultats marquants. On y trouve aussi la liste des publications supportant les résultats. Le chapitre consacré au Laboratoire de l'Est présente le programme expérimental destiné à caractériser la couche d'argile et le site. Un organigramme de la Direction scientifique de l'Agence est donné en introduction ainsi qu'un organigramme encadrant les activités conduites dans le Laboratoire de Recherche de l'Est.

Au plan de la présentation le Bilan 2000 est très clair et très complet. C'est un bon rapport scientifique. Les remarques de la Commission sur le fond ont déjà été données pour l'essentiel dans son rapport n° 7. Elle a en effet porté un jugement sur les études et résultats de l'année 1999/2000. La Commission n'a donc que quelques commentaires à propos des différents domaines de recherche, commentaires qui sont donnés ci-dessous.

### ***Géologie et géoprospective***

Ces études ont concerné au premier chef le site de l'Est pour lequel l'ANDRA est maître d'ouvrage. Les recherches conduites ont permis de replacer le laboratoire dans un cadre stratigraphique précis faisant appel aux techniques les plus modernes (chimiostatigraphie, magnétostratigraphie,...) afin de réaliser un modèle 3D du site de l'Est. Une attention particulière est portée à la stabilité du réseau hydrographique, à l'évaluation de l'aléa sismique et à l'impact des variations climatiques.

L'Agence a également poursuivi l'étude générique des granites, roches susceptibles d'abriter un stockage. Les travaux sont menés dans le cadre d'une large coopération internationale.

Le partenariat de l'ANDRA dans le cadre de nombreuses activités scientifiques nationales, européennes et internationales est bien reconnu. La stratégie à long terme du service de géologie et géoprospective ainsi que le rôle important de l'ANDRA dans le GdR FORPRO devraient apparaître davantage dans le rapport.

### **Hydrogéologie et géochimie**

Les études ont pour but de quantifier le transfert et la rétention des radionucléides dans le volume confinant de la formation hôte, de déterminer la composition chimique des eaux interstitielles et la perturbation de la formation hôte au voisinage des ouvrages de stockage, de modéliser le transfert des radionucléides en dehors des volumes confinants de la formation hôte et finalement d'estimer les écoulements et les transferts de solutés autour des dispositifs de confinement.

L'effort principal porte sur le site de l'Est mais l'ANDRA maintient une bonne expertise sur le milieu granitique. Les études sont d'un excellent niveau et les perspectives pour l'année à venir sont clairement définies et bien replacées dans la stratégie générale de l'Agence. Les études d'hydrogéologie devraient conduire à l'élaboration d'un modèle représentatif du site et dans lequel le rôle des failles locales devra être précisé (cf. paragraphe 5.1.3).

### **Matériaux**

Il s'agit de l'étude des matériaux manufacturés destinés à confectionner les barrières ouvragées et les colis de déchets (matériaux argileux, cimentaires, métalliques et matériaux divers pour les matrices), de leur vieillissement dans diverses conditions, de leurs interactions réciproques ou avec la barrière géologique et, finalement, du comportement des radionucléides en rapport avec l'altération de ces matériaux afin de déterminer les termes sources. Le Bilan 2000 rapporte essentiellement des résultats sur les matériaux des barrières ouvragées et sur des données de base du comportement de quelques produits de fission dans les argiles et ciments, et de l'américium en présence d'anions silicate et de bentonite. 21 études spécifiques sont présentées sur les études en cours. Lors de la journée de présentation du Bilan par l'ANDRA, les études sur les interactions fer-argiles (bentonite MX-80 en premier puis argilites de l'Est) ont été présentées à la Commission et discutées. Sur ce thème précis la Commission a reçu des documents complémentaires montrant la démarche entreprise pour conduire de nombreuses études en structure de « Projet » et en particulier l'organisation du Groupement de cinq laboratoires (Groupement mis en place dès 1998) sélectionnés pour réaliser les études. Chacun a une mission bien définie. Le Projet fer-argiles est ambitieux et doit s'étendre de ce fait jusqu'en 2004. Les premiers résultats, faisant suite à une phase d'inventaire des connaissances, concernent : l'altération des

minéraux de MX-80 par une eau argileuse (eau, chlorure de sodium, chlorure de calcium), la modification de la porosité de MX-80, les propriétés d'échange entre les ions ferreux et les ions sodium, de sorption des ions ferreux des nouveaux minéraux et finalement une première modélisation des résultats en fonction de la température et du temps. Ces résultats sont de très bon niveau.

### **Biosphère et environnement**

Les travaux sur la biosphère et l'environnement sont menés dans la logique de la démonstration de sûreté qui devra être présentée en 2006. Les biosphères considérées apparaissent souvent très schématiques, tout comme leur application au site de l'Est. Il s'agit là d'une approche très similaire aux recherches et modèles développés à l'étranger et cette thématique est conduite dans le cadre des programmes internationaux, comme le programme BIOCLIM lancé à la fin de l'année 2000.

Les effets couplés des toxiques chimiques et radiologiques devront être pris en compte pour que des scénarios réalistes puissent être présentés en 2006. Une clarification majeure pourrait être acquise si l'évolution au cours du temps des concentrations et des activités des divers éléments était calculée dans les aquifères, leurs exutoires et dans les sols à l'aide de modèles réalistes. Ces valeurs pourraient aisément être comparées au bruit de fond naturel. Une telle approche fournirait une base de départ solide pour l'estimation des doses auxquelles seront soumises les populations critiques. Elle devrait également servir à analyser de possibles mécanismes de concentration susceptibles d'entrer en jeu à l'échelle locale.

### **Laboratoire de l'Est**

L'implantation du laboratoire souterrain sur le site de l'Est constitue une action majeure. Les travaux de construction ont débuté en février 2000 et une bonne implantation des différents acteurs a été réalisée. Un comité d'orientation et de suivi des programmes scientifiques a été mis en place avec mission d'évaluer les programmes expérimentaux avant leur mise en œuvre et de suivre leur développement. L'ensemble du dispositif témoigne d'un fort souci d'efficacité.

Une campagne sismique a permis d'établir un modèle géologique en trois dimensions couvrant l'emprise du laboratoire. Il devra être étendu à l'ensemble du site d'un éventuel stockage. Un état de

référence radiologique a été établi avant le début des travaux et un suivi de l'environnement est assuré. Les perturbations liées au creusement du puits sont bien étudiées et des forages ont été effectués pour assurer des tests hydrogéologiques et un suivi piézométrique des aquifères.

L'ensemble du programme expérimental à mener au cours des prochaines années implique largement la communauté scientifique nationale. Des collaborations internationales sont prévues et des relations approfondies ont été établies avec le public, les acteurs socio-économiques et les élus. Les activités menées autour du laboratoire souterrain constituent donc un ensemble important et leur déroulement paraît très satisfaisant.

La présentation globale des recherches telle qu'elle apparaît dans le bilan permet de comparer les avancées dans les différents domaines et d'apprécier la cohérence des recherches, l'appropriation par l'ANDRA des résultats et la façon dont les résultats sont validés.

Le nécessaire découpage des recherches en domaines spécialisés n'a pas conduit à laisser un domaine à la traîne. Dans chacun d'eux on perçoit bien la progression des connaissances particulières et, d'une façon générale, la construction du corpus des connaissances nécessaires pour avoir, vers 2006, une bonne évaluation des caractéristiques de la couche d'argilite du Callovo-Oxfordien du site de Bure et du site d'une façon plus générale. Cela reflète que l'orientation des recherches entreprises il y a quelques années était correcte et que l'ANDRA coordonne bien les actions à mener. L'examen des rubriques « Publications » montre qu'en majorité il s'agit de rapports internes des partenaires ou de l'ANDRA. Peu de résultats sont réellement publiés dans la littérature ouverte bien qu'il y ait souvent matière à publication. Aux yeux de la Commission il est important que ce nombre augmente car c'est un indicateur de la crédibilité des recherches. Cet aspect a déjà été souligné par la Commission dans ses rapports précédents.

Le document bilan est accompagné d'une synthèse de 50 pages qui n'est pas un simple résumé mais une présentation des résultats en fonction des objectifs et des enjeux majeurs de l'Agence acquis par elle-même et ses partenaires, tant au niveau national qu'international. Cette synthèse est orientée vers la communication des activités de l'ANDRA à un large

public. C'est un document bien élaboré et particulièrement clair. La Commission est très sensible à l'effort de communication fait par l'ANDRA.

En conclusion, le Bilan 2000 de l'ANDRA est un document bien fait qui pourrait encore être amélioré si chaque service présentait, en introduction, sa stratégie à long terme pour fixer le cadre de son action. Il montre que l'activité de recherche de cette Agence est cohérente et a été soutenue durant l'année 2000. Des résultats de qualité ont été obtenus. La Commission considère que ce bilan devrait aussi mentionner la répartition des moyens humains et financiers affectés à chaque domaine de recherche. Cet indicateur supplémentaire permettrait d'apprécier la hiérarchisation des recherches.

### **5.3. RÉALISATION DU LABORATOIRE SOUTERRAIN**

Le chantier du laboratoire souterrain a été endeuillé par le décès, le 15 mai 2002, d'un ouvrier travaillant au fonçage du puits.

La Commission, qui, le même jour, auditionnait l'ANDRA, a exprimé sa profonde émotion, et sa compassion pour la famille de la victime.

Le chantier de fonçage des puits est à présent suspendu, suite à une ordonnance prononcée le 21 juin 2002 par le tribunal de Bar-le-Duc.

Le programme de réalisation du laboratoire et le programme des expérimentations, tel qu'il figure au document « stratégie et programme des recherches 2002-2006 » émis sous le timbre du Ministère de la recherche et des nouvelles technologies, apparaît désormais caduc. Il appartient à l'ANDRA d'étudier un réajustement du programme expérimental, en adéquation avec le programme prévisionnel de réalisation des aires expérimentales, pour utiliser au mieux le délai imparti par la loi.

On peut raisonnablement espérer que les observations géologiques sur la présence et le rôle éventuel des failles ou des fractures ainsi que certaines observations et expériences relevant de la mécanique des roches pourront être effectuées d'ici 2006.

*A contrario*, les expérimentations concernant les transferts de fluides et la géochimie ne devraient pouvoir donner que des résultats préliminaires.



Pour y suppléer partiellement, la CNE recommande d'utiliser les techniques pétrolières les plus élaborées pour effectuer des mesures nouvelles dans des forages additionnels à effectuer sur le site de Bure et à sa périphérie.

Par ailleurs, la Commission souhaite connaître quels travaux expérimentaux supplémentaires pourraient, en complément à ceux prévus au laboratoire souterrain de Bure, être réalisés à Mont-Terri, notamment pour expliquer les surpressions dans l'argilite.

## Chapitre 6

# ***Les recherches sur le conditionnement des déchets et sur l'entreposage de longue durée des déchets et du combustible usé - Axe 3 de la loi de 1991***

### **6.1. NOUVELLES MATRICES DE CONDITIONNEMENT POUR ÉLÉMENTS SÉPARÉS**

Les recherches en conditionnement associées au concept de Séparation-Conditionnement sont développées par le CEA et par le CNRS depuis quelques années, avec, depuis l'an dernier, un souci de finalité très marqué. La création du GdR NOMADE, en 1999, a permis à ces deux communautés de collaborer sur les matrices de conditionnement dans un cadre institutionnel et de trouver l'appui de EDF et de COGEMA, sensibilisés à ces recherches. Elles portent, comme indiqué dans les rapports précédents, sur la synthèse de matériaux cristallins céramiques pour confiner les éléments issus de la séparation poussée : iode, césium, technétium, et les actinides neptunium, plutonium, américium, voire curium. Les céramiques renfermant les éléments sont appelées matrices. L'objectif est d'obtenir une durabilité des matrices supérieure d'un facteur 100 à celle des verres nucléaires, et par conséquent un confinement des éléments au moins égal, ce qui est *a priori* possible puisque, s'agissant d'éléments séparés, les matrices peuvent être adaptées individuellement aux propriétés chimiques des éléments. Ainsi la radiotoxicité des radionucléides à vie longue associés aux éléments séparés, à l'exutoire d'un stockage géologique qui renfermerait des colis à matrice céramique, pourrait être réduite par un facteur comparable à celui qu'apporterait la transmutation, mais sans diminuer l'inventaire de radiotoxicité potentielle puisqu'il ne s'agit pas de détruire des radionucléides mais d'en assurer un confinement meilleur.

Un bilan des recherches, en évolution rapide compte tenu de la mobilisation de la communauté scientifique, devait être fait fin 2001. Il a eu lieu lors de l'audition du 13 décembre.

Ce bilan montre que la faisabilité scientifique de la synthèse de matrices pour les actinides tri- et tétra-

valents ainsi que pour l'iode est acquise. À preuve les possibilités d'inclure 10 % en masse, voire plus, des éléments mentionnés dans un matériau bien caractérisé, la possibilité d'obtenir des taux d'altération initiaux ou à plus long terme de ces matrices et de lixiviation des radionucléides, dans la gamme cherchée, et finalement les résultats positifs concernant les premières vérifications de leur résistance à l'irradiation. La faisabilité scientifique est sur le point d'être établie pour le césium et le technétium. La Commission partage globalement ce point de vue qui est développé aux paragraphes 6.1.2., 6.1.3. et 6.1.4., en examinant en détail les performances des matrices.

D'ici 2006 la faisabilité technique devrait être acquise. Elle passe par l'élaboration de quantités significatives de matériaux inactifs, puis actifs, et par l'étude de leur comportement en situations représentatives de stockage. La démonstration de la faisabilité technique s'appuie sur un programme lourd car, actuellement, quatre matrices sont de bons candidats pour les actinides. L'expérimentation nécessaire dans les installations de travail sur la matière très radioactive dans CHICADE (Cadarache) et ATALANTE (Marcoule) pourrait dépasser les capacités affectées aux recherches sur les matrices dans ces installations. Comme pour les procédés de séparation poussée, les points critiques des procédés de synthèse des matrices, procédés à venir, seront identifiés et à l'horizon 2006 leur mise en œuvre éventuelle devra avoir fait l'objet d'une évaluation technique d'intégration dans une usine de fabrication de matrices et d'une appréciation économique. Pour atteindre ces objectifs le CEA et le CNRS ont décidé d'augmenter les moyens consacrés aux matrices de conditionnement et de créer un Comité de pilotage pour structurer les recherches pour la période 2002-2006. Ce Comité sera appelé à faire des choix scientifiques au vu de l'avancement des recherches et des moyens mis à disposition des chercheurs. La Commission donne

son avis sur la faisabilité technique et le déroulement du programme aux paragraphes 6.1.6. et 6.1.7.

Il convient de noter que le CEA examine aussi, dans la cohérence des recherches en Séparation-Transmutation et Séparation-Conditionnement spécifique, un éventuel conditionnement d'attente pour les éléments séparés. Cette question a été abordée au chapitre 2.

### **6.1.1. Faisabilité scientifique**

Les composés chimiques de base utilisés pour incorporer les éléments ou radioéléments séparés sont essentiellement des oxydes et des phosphates (ou des silicophosphates ou des vanadophosphates) substituables. Cela signifie que par un jeu subtil de remplacements d'ions, ces composés peuvent incorporer les actinides ou les éléments à confiner en quantités plus ou moins importantes. On donne dans l'annexe 3 un aperçu des possibilités. Les solides qui en résultent sont les matrices de confinement et l'usage est de leur donner le nom des composés de base, bien que leur composition soit évidemment différente. Quelquefois, les composés de base sont des composés des éléments à confiner et donc les matrices elles-mêmes.

La Commission a déjà donné dans son rapport n° 7 quelques propriétés intrinsèques de ces matrices et quelques valeurs indiquant le confinement qu'elles offrent vis-à-vis d'une altération par des solutions aqueuses. Les résultats acquis cette année confortent ceux rapportés l'an dernier et les complètent. On s'attache à apporter cette année quelques précisions et une clarification dans les objectifs de recherches. Les formules chimiques des matrices étudiées sont données dans l'annexe 3.

Le CEA a remis en mai 2002 à la Commission un rapport de synthèse (cf. paragraphe 6.1.3.).

La synthèse des matrices relève de la chimie du solide à haute température, voire sous haute pression. On cherche à obtenir des céramiques monophasées par frittage de poudres. Le frittage consiste à soumettre les poudres à une haute pression, à froid, puis à porter le tout à haute température. C'est une technique maîtrisée au plan industriel pour fabriquer les combustibles UOX et MOX. Une autre voie est la fusion de mélanges, également utilisée en milieu radioactif, mais elle est difficile à contrôler pour obtenir par refroidissement des solides monophasés.

Une qualité essentielle d'une matrice monophasée est son homogénéité au niveau microscopique.

Les mécanismes d'altération des composés de base et/ou des matrices, ainsi que le relâchement consécutif des éléments incorporés sont complexes (et souvent encore incompris) mais ils présentent, le plus souvent, deux stades : une altération de la surface/sub-surface suivi de modifications plus profondes conduisant à la formation d'un gel ou de phases solides néoformées. À ces deux stades correspondent respectivement, une vitesse initiale d'altération de la matrice, dite  $V(0)$ , et une vitesse postérieure d'altération, dite  $V(t)$ , en général très inférieure à  $V(0)$ . Ces vitesses sont exprimées en perte de masse de la matrice par unité de surface et de temps à une température donnée. Les vitesses de relâchement d'un radionucléide incorporé, sont, ou non, égales à  $V(0)$  et  $V(t)$  selon les interactions du radionucléide avec les produits d'altération du solide par l'eau ou des solutions aqueuses. Toutes ces vitesses dépendent beaucoup du pH et de la température. À cet égard on mesure l'énergie d'activation. Plus la valeur de ce paramètre est élevée, plus le phénomène auquel il se rapporte est sensible à une variation de la température. L'annexe 3 donne quelques valeurs pour certaines conditions d'altération, soit pour les matrices, soit pour des radionucléides. Il permet de faire des comparaisons, mais il faut rester très prudent, en particulier il faut tenir compte des conditions de l'environnement proche des matrices (cf. paragraphe 6.1.3.).

### **Matrice pour le conditionnement de l'iode**

La matrice sélectionnée par le CEA est une apatite à l'iode phospho-vanado-plombeuse (iodoapatite) enrobée dans un ortho-vanado-phosphate de plomb. Elle peut incorporer 8 % d'iode en masse. Cette matrice est en fait un composite, puisqu'il y a deux composants, et le confinement de l'iode bénéficie ainsi d'une double barrière. La synthèse de l'iodoapatite ou du composite est optimisée. Leurs caractérisations chimiques et structurales sont établies. On obtient le composite sous forme de pastilles céramiques en une seule étape dans des conditions assez faciles (ordre de l'heure à une température voisine de 600 °C et sous une pression de 250 atmosphères). Les études de lixiviation ont porté sur l'iodoapatite en poudre et sous forme céramique. Les lois d'altération de la matrice et de relâchement de l'iode sont établies. Les valeurs de  $V(0)$  sont très faibles, par exemple pour l'eau pure elle est 2,5 milligrammes de matrice par mètre carré et par jour à 90 °C (soit  $2,5 \cdot 10^{-3} \text{ g} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{j}^{-1}$ ).

Celles de  $V(t)$  dans les mêmes conditions ne sont que 20 fois plus faibles. L'effet de la température est faible. Des produits d'altération ont été identifiés comme le pyrovanadate de plomb. L'iode contenu dans l'iodoapatite est relâché en proportion de cette altération, ce qui est le signe que l'iode interagit très peu avec les produits de dégradation de l'iodoapatite. Avec l'iode produit dans les combustibles usés il n'y a pas de problème de tenue à l'irradiation, ni de problème thermique. La modélisation atomistique de la matrice se poursuit.

### **Matrices pour le conditionnement des actinides**

Les actinides peuvent être incorporés avec les caractéristiques recherchées à l'état tri- et tétravalent dans deux matrices : une zirconolite et une britholite et à l'état tétravalent dans le phosphate-diphosphate de thorium (PDT). Ces matrices sont obtenues par frittage. La présentation de leurs caractéristiques peut être faite comme dans le cas de l'iode, mais ici, il faut examiner leur conductivité thermique et leur résistance à l'irradiation (l'irradiation provoque en général une amorphisation). En effet, les actinides à incorporer sont très radioactifs et les taux d'incorporation visés, de l'ordre de 10 % en masse, conduiront à long terme à des doses importantes par irradiation interne.

### **Zirconolite**

Les synthèses de pastilles de céramique zirconolite par frittage sont au point. Les céramiques produites par le CEA sont de la zirconolite pure et diverses substitutions par des lanthanides tri- et tétravalents utilisés pour simuler les actinides. Les synthèses nécessitent une température de 1 400 °C pendant quelques jours à pression atmosphérique. Les caractéristiques recherchées, 10 % en masse d'incorporation d'éléments, obtention d'une seule phase (pure ou substituée) et microstructure homogène, sont atteintes. La qualité des céramiques est bonne et ses propriétés thermiques sont correctes. En procédant par fusion à 1 800 °C, solidification contrôlée et recuit, on n'obtient pas les caractéristiques des frittés (polymorphisme, taille des grains variables, répartition des lanthanides entre les phases ; cf. paragraphe 6.5.).

L'altération par l'eau de la zirconolite mesurée sur la perte en calcium conduit, vers 100 °C, à des valeurs de  $10^{-2}$  g.m<sup>-2</sup>.j<sup>-1</sup> et des valeurs de  $V(t)$  dix mille fois plus faibles,  $10^{-6}$  g.m<sup>-2</sup>.j<sup>-1</sup>. Le calcium est un élément qui passe directement en solution sans interaction avec les produits de dégradation. Le néodyme,

qui figure un actinide trivalent, est relâché avec des vitesses encore plus faibles, ce qui indique une forte implication de cet élément dans les processus de dégradation de la zirconolite. L'effet de la température est modéré sur  $V(0)$  et inexistant sur  $V(t)$ . Des produits d'altération ont été identifiés. Une irradiation externe par des ions lourds ne modifie que légèrement ces caractéristiques, par exemple la valeur de  $V(t)$  après amorphisation est du même ordre de grandeur que pour la phase cristalline. À cet égard, des composés naturels de type zirconolite renfermant du thorium et de l'uranium en quantités significatives (10 % en masse) montrent une excellente tenue à l'irradiation sur les temps géologiques. Des études conduites par l'ANSTO sur de telles phases dopées avec du curium 244 et du plutonium 238 et 239 montrent aussi une excellente tenue à l'irradiation interne. Ces solides radioactifs ont été préparés aux USA dans le cadre d'études sur le conditionnement du plutonium militaire. Des expériences de diffusion de l'hélium implanté conduisent à un coefficient de diffusion extrêmement faible. Il traduit la faible porosité de la matrice. La modélisation atomistique de la matrice se poursuit.

### **Britholite**

La matrice étudiée par le CEA est une britholite monosilicatée connue à l'état naturel et particulièrement résistante à l'irradiation par les particules alpha. Sa formule même montre qu'elle peut incorporer des actinides trivalents par substitution directe du néodyme mais cela n'a pas encore été prouvé. Si tout le néodyme est substituable, le taux d'incorporation d'actinide trivalent maximum sera de 10 % en masse. La synthèse du composé (1 400 °C) et son frittage naturel (1 100 °C pendant 4 heures) conduisent à des solides aux propriétés conformes aux critères attendus (solides monophasés, grains homogènes, etc.). Les études de lixiviation conduisent à des vitesses d'altération de la matrice, mesurées sur le relâchement du calcium, caractérisées par  $V(0)$  de l'ordre de  $10^{-2}$  g.m<sup>-2</sup>.j<sup>-1</sup> et par  $V(t)$  de l'ordre de  $10^{-6}$  g.m<sup>-2</sup>.j<sup>-1</sup>, à 90 °C, ainsi qu'à une faible dépendance de ces vitesses vis-à-vis de la température. Les lois de dépendance de la vitesse en fonction du pH et de la température ont été établies. Des phases secondaires d'altération, par exemple du phosphate de néodyme, ont été identifiées. La tenue à l'irradiation a été appréhendée par une approche couplée entre analogues naturels (pas d'amorphisation) et irradiation externe des matrices. Les études d'irradiation ont montré l'existence d'un recuit des défauts à faible température. Le mécanisme étant

connu, un modèle de comportement sous auto-irradiation en fonction de la composition chimique et de la température a pu être établi. Des expériences de diffusion de l'hélium implanté conduisent à un coefficient de diffusion extrêmement faible. La modélisation atomistique de la matrice se poursuit.

### ***PDT (Phosphate-Diphosphate de Thorium)***

Cette matrice est étudiée par le CNRS. Elle a dépassé les stades de la faisabilité scientifique car des solutions solides de PDT contenant des quantités significatives d'actinides tétravalents (uranium, neptunium, plutonium) et même de faibles quantités d'actinides trivalents (américium et curium) ont été synthétisés. Pour les premiers, des taux molaires d'incorporation voisins respectivement de 75 %, 50 % et 40 % ont été atteints. Pour les seconds, ils sont inférieurs à 0,1 % en mole. Une dizaine de voies de synthèse sont connues qui donnent des solides monophasés parfaitement cristallisés. Le frittage naturel du PDT ou de matrices à base d'uranium nécessite un traitement thermique à 1 250 °C pendant une dizaine d'heures. Les céramiques obtenues ont été complètement caractérisées au plan des propriétés physiques (structure, morphologie, thermique) et les données expérimentales modélisées. Une étude complète et multi-paramétrique de la dissolution du PDT et de matrices aux actinides dans des acides et dans des bases a permis d'établir la dépendance de la vitesse de dissolution du matériau par rapport au pH et à la température. Elle permet par extrapolation de déduire l'altération dans l'eau en milieu proche de la neutralité, qui est tellement faible qu'elle est difficilement mesurable. Les valeurs de dissolution extrapolées conduisent à une valeur de  $V(0)$  de l'ordre de  $10^{-6}$  g.m<sup>-2</sup>.j<sup>-1</sup> à 90 °C et probablement inférieure, assez sensible à la température. Il n'y a pas à proprement parler de vitesse  $V(t)$  car l'altération par l'eau conduit à des phases phosphatées de thorium, neptunium, plutonium et américium bien identifiées, en équilibre thermodynamique avec des espèces en solution. Les produits de solubilité de ces phases sont extrêmement faibles, ce qui conduit à des concentrations des éléments en solution en équilibre avec ces phases également très faibles. Une première approche des effets d'irradiation du PDT a été entreprise, montrant une très bonne résistance à l'amorphisation. La structure et la lixiviation de solides irradiés ou dopés au plutonium-239 à 10 % et 25 % en moles, âgés de 5 ans est suivie depuis plus d'un an, sans voir apparaître de modification de ces caractéristiques. Enfin, des composites céra-

miques PDT/monazite susceptibles d'incorporer plus d'actinides trivalents que le PDT seul sont à l'étude.

### ***6.1.2. Quasi-faisabilité scientifique***

À l'époque où les résultats ont été présentés à la Commission, le CEA a fait état de recherches sur d'autres matrices pour le césium et les actinides.

#### ***Matrice de conditionnement du césium***

Les études sur une matrice céramique de confinement du césium sont proches d'aboutir pour considérer que la faisabilité scientifique est atteinte. Il s'agit de hollandites sous forme ferri-fère. Deux phosphates pourraient en fait se révéler équivalents ou meilleurs que ces hollandites, un phosphate double de thorium et césium et un phosphate triple de calcium, césium et néodyme, la rhabdophane (cf. paragraphe 6.1.5.).

La sélection des hollandites résulte de très nombreux essais dont la Commission a fait état et qui ont conduit à éliminer des matériaux vitreux, aluminosilicatés, phosphatés ou phosphosilicatés au regard du critère de lixiviation. En effet, à l'exception des hollandites, la synthèse de ces divers matériaux conduit souvent à des phases secondaires riches en césium très solubles, ce qui est rédhibitoire. Toutefois, ces recherches ont permis de trouver les phosphates évoqués ci-dessus.

Différentes céramiques hollandites ont été synthétisées par le CEA sur la base des travaux antérieurs conduits par l'ANSTO, organisme avec lequel le CEA a une collaboration. Les synthèses ont lieu par frittage naturel à 1 200 °C pendant quelques jours. Elles sont monophasées et peuvent accueillir du césium jusqu'à 5 % en masse. Une série de hollandites ferri-fères a été particulièrement étudiée et une formulation a été retenue sur la base de la microstructure la plus homogène obtenue. La durabilité chimique des céramiques hollandites est environ 100 fois supérieure à celle d'un verre vers 100 °C, d'après les premières mesures.

#### ***Matrice de conditionnement des actinides***

Les recherches sur la monazite comme matrice des actinides trivalents (et tétravalents) sont sur le point d'aboutir à la faisabilité scientifique. Cette matrice a fait déjà l'objet de beaucoup d'études par le passé, en particulier aux USA dans les années 1980, mettant en jeu des actinides. Puis des recherches récen-

tes conduites au CNRS et au CEA ont relancé l'intérêt de la monazite. On connaît par ailleurs de nombreuses monazites naturelles cristallisées renfermant du thorium et de l'uranium. Les recherches portées à la connaissance de la Commission cette année concernent la mise en forme, la tenue à la lixiviation et à l'irradiation de monazites en s'appuyant, pour ces derniers points, sur les analogues naturels. Les actinides tétravalents et trivalents ont été simulés par le thorium et le gadolinium. La synthèse de matrices céramiques par frittage naturel à 1 250 °C pendant un jour a été réalisée. Elle conduit à des solides monophasés bien définis, mais qui incorporent le thorium de façon inhomogène. La mesure de vitesse de dissolution d'une matrice pure par une solution légèrement acide donne une valeur de  $V(0)$  de l'ordre de  $10^{-6} \text{ g.m}^{-2}.\text{j}^{-1}$  à 25 °C ce qui est en accord avec l'exceptionnelle tenue à la lixiviation des monazites naturelles dans les mêmes conditions, largement démontrée. Les relâchements du néodyme et du phosphore sont très faibles. Les monazites naturelles présentent des dégâts d'irradiation, qui se manifestent par la coexistence de domaines respectivement mal cristallisés et parfaitement cristallisés mais légèrement dilatés par le piégeage de l'hélium radiogénique. Ils disparaissent par recuit au-delà de 500 °C au profit d'une cristallisation parfaite. L'effet de l'incorporation des tétravalents par le biais de substitutions multiples reste à étudier.

### **6.1.3. Rapport remis à la Commission**

**Rapport sur la faisabilité scientifique des matrices nouvelles de conditionnement des radionucléides à vie longue (DEN/DDIN/DPRGD/2001/3).**

Ce rapport présente l'état d'avancement à fin 2001 des études pour le conditionnement de l'iode, du césium, du technétium et des actinides mineurs : neptunium, américium et curium mais aussi du plutonium, développées au CEA dans le cadre du programme MNC (Matrices nouvelles de conditionnement) et au CNRS (GdR NOMADE depuis 1999). Une introduction situe les objectifs à atteindre, incorporer dans une matrice au moins 10 % en poids d'élément (et/ou ses descendants par filiation radioactive), produire un matériau de forte durabilité chimique vis-à-vis de l'agression par l'eau et résistant à des irradiations prolongées (sauf pour l'iode). Les études sont ensuite présentées de façon détaillée, cas par cas, selon les rubriques : formulation, élaboration, caractérisation puis durabilité déduite d'expériences de lixiviation et enfin tenue à l'irradiation, ce qui

recouvre les trois objectifs. Bien souvent des considérations théoriques sont données. Une appréciation sur le confinement global des éléments (et donc des radionucléides) pour chaque conditionnement est portée en conclusion de chaque présentation, qui dégage bien s'il y a des mesures complémentaires à faire. Par rapport aux présentations faites à la Commission depuis quelques années et notamment à l'occasion du bilan du 13 décembre 2001, on trouve quelques résultats nouveaux qui confortent les conclusions émises par le CEA à cette date (particulièrement sur les monazites), et rapportées ci-dessus. La conclusion générale est que la possibilité de confiner l'iode et les actinides étudiés (avec un facteur d'au moins 100 par rapport au verre nucléaire actuel) est démontrée et que, pour les autres éléments, cela ne saurait tarder. Plusieurs voies sont possibles pour confiner les actinides et à cet égard des choix devront être faits.

La Commission partage globalement ce point de vue et souligne la qualité et l'étendue des recherches conduites. Toutefois celles-ci sont encore d'ampleur inégale selon les matrices et elles n'ont pas toujours été conduites suivant les mêmes protocoles, bien que les méthodologies d'étude aient été définies comme cela est exposé dans une annexe du rapport du CEA. Cela complique les comparaisons entre les propriétés des matrices. De plus ce rapport eût été meilleur si une vue d'ensemble sur les matrices aux formules compliquées avait été faite pour expliquer de manière convaincante comment les substitutions entre éléments se font et quelles phases en résultent.

Ce rapport n'élude pas cependant la comparaison entre matrices et c'est ce qui est vraiment nouveau, par rapport aux présentations en auditions qui ont souvent ignoré les travaux conduits en parallèle à ceux qui étaient présentés. La comparaison entre les performances des matrices est présentée sous forme de cinq grilles croisées d'évaluation, propriétés physiques, mécaniques et thermiques, durabilité chimique, stabilité à l'irradiation externe, facilité de synthèse. Ces grilles sont très claires.

La bibliographie générale (il n'y a pas de références pour chaque type de matrices, cas par cas) comporte 150 références qui montrent que beaucoup des solides mentionnés ont déjà été l'objet de diverses mesures dans la communauté internationale depuis des années. Elle montre aussi que l'apport des équipes françaises est important.

En conclusion ce rapport réunit correctement l'ensemble des résultats obtenus fin 2001 et donne ainsi une vue d'ensemble des recherches et de celles à poursuivre, qui vont aller maintenant vers la faisabilité technique. C'est un document de référence. Il a été largement diffusé. La Commission recommande d'adopter pour les rapports de synthèse à venir la présentation du rapport sur la séparation poussée.

Le programme des essais et développements de la démonstration de faisabilité technique doit être établi. La commission attend ce document.

#### **6.1.4. Conclusion sur la faisabilité scientifique**

La Commission constate que les efforts entrepris d'abord séparément au CEA et au CNRS, puis dans le cadre unificateur de NOMADE ont conduit à la production de céramiques à fort pouvoir d'immobilisation de l'iode, du césium et des actinides car leur altération géochimique est extrêmement faible. Elle se compare à celle de minéraux naturels dont la composition chimique n'a pas été altérée au cours du temps. Pour les matrices sélectionnées en vue de prouver la faisabilité technique, au moins quatre critères indispensables sont remplis : pourcentage massique d'incorporation de l'ordre de 10 %, propriétés chimiques et structurales assurant l'homogénéité microscopique, durabilité chimique largement supérieure à celle des verres nucléaires et, enfin, robustesse sous irradiation. Bien que ces critères soient encore qualitatifs, ils permettent d'avoir confiance dans cette sélection, même si la connaissance des matrices est encore inégale. À cet égard, pour les actinides, c'est pour le PDT que les connaissances sont les plus avancées. On remarquera que la substitution du thorium par des actinides tétravalents est bien connue et que les produits de dégradation par l'eau donnent des composés définis. Pour l'iode, le composite de conditionnement est bien caractérisé et son comportement est simple. Pour le césium, les études de caractérisation doivent être poursuivies.

Dans le cadre du concept Séparation-Conditionnement, le PDT n'assurerait réellement que le confinement du neptunium et du plutonium. Les matrices bien adaptées à américium et curium seraient les monazites et les britholites au gadolinium, les zirconolites pouvant accommoder des mélanges d'actinides tri et tétravalents. Une solution alternative serait un composite PDT/monazite, en cours d'étude.

L'an dernier la Commission avait attiré l'attention sur la nécessité d'utiliser les mêmes données et les mêmes critères pour apprécier les performances des matrices. Un effort dans ce sens a été fait mais, à regarder de près les résultats présentés à la Commission en décembre 2001, il n'est pas toujours facile de comparer les durabilités des matrices d'une part et le confinement des radionucléides qu'elles apportent d'autre part.

Dans la comparaison des matrices entre elles vis-à-vis des critères, il faut tenir compte des points suivants :

- l'expression des quantités d'éléments incorporés devrait être faite en pourcentage molaire et massique. En pourcentage massique, les matrices légères semblent toujours meilleures que les lourdes ;
- l'altération des matrices par l'eau étant faible et les produits hydrolytiques apparaissant assez facilement, il conviendrait d'étendre le domaine des mesures expérimentales aux pH très faibles et très élevés pour accéder à la loi de dissolution de la matrice. Il conviendrait également d'étudier le comportement des matrices soumises à l'altération d'eaux fortement minéralisées représentatives des fluides profonds. En effet la présence d'éléments présents dans la géosphère peut modifier le comportement des matrices ;
- les valeurs de  $V(t)$  étant d'autant plus difficiles à mesurer qu'elles sont faibles, il faut estimer les incertitudes à un temps donné. Celles-ci ne sont jamais indiquées. Il est important de les connaître pour la modélisation à long terme. Les valeurs de  $V(t)$  doivent être établies pour des temps les plus longs possible ;
- sur la gamme de température généralement explorée, les tenues des matrices varient beaucoup et ce qui compte pour le long terme est plutôt la comparaison à faible température ;
- la comparaison actuelle de la tenue à l'altération des matrices avec les verres est un peu faussée car on n'a pas de valeur chiffrée de tenue pour des verres spéciaux pour éléments séparés. Les seules données sur de tels verres semblent venir d'études réalisées aux USA ;
- pour estimer les termes sources, il conviendrait d'avoir plus d'informations sur les surfaces des matériaux en contact avec l'eau ;

- il existe encore peu de données sur le relâchement des radionucléides (sauf pour le PDT) et c'est un point important à éclaircir ;
- enfin, au plan fondamental, il conviendrait de se pencher sur les mécanismes d'altération.

La Commission recommande d'affiner les comparaisons entre matrices avec des grilles de critères améliorés et d'organiser les recherches à venir pour la faisabilité technique en adoptant bien la même méthodologie.

Les recherches actuelles sur les matrices céramiques oxydes (et phosphates) découlent de recherches conduites à l'étranger, notamment ces dernières années aux USA, sur le SYNROC en collaboration avec l'ANSTO australien. Le SYNROC a été considéré à une époque par l'ANSTO comme un concurrent du verre nucléaire. Le CEA a des collaborations avec l'ANSTO. Les Russes ont aussi travaillé sur des matrices silicatées (roches fondues).

La Commission recommande de mettre en perspective les recherches conduites en France avec les résultats acquis à l'étranger.

### **6.1.5. Autres recherches sur les matrices**

En parallèle aux recherches très avancées de démonstration de faisabilité scientifique décrites ci-dessus, d'autres recherches sont en cours. Certaines d'entre elles sont prometteuses.

#### **Césium**

Elles portent comme on l'a dit sur deux phosphates mixtes, l'un de thorium et césium, l'autre de néodyme, calcium et césium (rhabdophane) dont les propriétés sont en cours d'étude. Le premier est obtenu à l'état de céramique par frittage naturel à 1 250 °C pendant un jour. Il contient 15 % en masse de césium. La rhabdophane n'a été obtenue qu'à l'état de poudre monophasée.

#### **Technétium**

Les recherches de matrices pour le conditionnement de cet élément ont démarré. Elles portent en fait sur le rhénium, homologue du technétium.

Comme il est assez facile d'obtenir le technétium à l'état de métal, le CEA étudie les alliages de niobium et de rhénium, qui ont, d'après les premières mesures, une grande résistance à la corrosion

aqueuse ( $V(0)$  de l'ordre de  $10^{-5}$  g.m<sup>-2</sup>.j<sup>-1</sup>). On peut obtenir ces alliages, qui sont des solutions solides, par fusion et refroidissement contrôlé ou par compression, à chaud et sous haute pression, de poudres.

L'autre voie explorée pour le conditionnement du technétium est la recherche de matrices céramiques visant à incorporer le technétium tétravalent, soit dans l'oxyde de titane, soit dans des titanates de type spinelles ou pérovskite. Le premier stade, qui est franchi, a été de préparer l'oxyde de rhénium au degré d'oxydation quatre à partir de rhénium heptavalent. À partir de là, les synthèses de différentes matrices peuvent commencer.

#### **Actinides**

Les recherches sur les zirconolites obtenues par fusion, et appelées vitrocéramiques, continuent. Les synthèses ne donnent pas des matrices aux caractéristiques aussi bien définies que celles obtenues par frittage. Elles ne sont pas monophasées. À côté de la zirconolite (70 % en volume) coexistent essentiellement une phase pérovskite et des traces d'oxydes de titane et de zirconium (25 % en volume), noyées dans une phase vitreuse. Toutes ces phases secondaires sont peu résistantes à la lixiviation. Les vitrocéramiques ont cependant l'avantage d'être faciles à préparer par un procédé qui s'inscrirait dans la continuité des procédés de vitrification actuellement implantés dans les ateliers industriels. De plus elles pourraient incorporer des actinides en mélange avec d'autres éléments.

L'élaboration de la vitrocéramique se fait par une fusion à 1 500 °C qui donne un verre, suivie d'un traitement thermique de dévitrification. Les cristaux de zirconolite et de pérovskite renferment quasiment tout le néodyme contenu dans le verre, le reste, environ 10 %, étant immobilisé dans la matrice vitreuse résiduelle. Les cristaux ont des tailles micrométriques variables. La résistance des vitrocéramiques à la corrosion aqueuse n'est supérieure que d'un facteur 10 à celle du verre borosilicaté. C'est le verre résiduel qui pilote la durabilité chimique, car il est moins résistant que la phase cristalline.

#### **Rôle de NOMADE**

Dans le cadre de NOMADE de nombreuses recherches prospectives sont développées qui ne sont pas rapportées ici. Il s'agit de recherches très innovantes, loin d'une faisabilité scientifique.



NOMADE a permis de systématiser et de développer les coopérations qui existaient avant la création de ce GdR mais aussi d'en faire naître d'autres. Certaines équipes proposent des voies nouvelles et continuent à imaginer des matrices qui pourront peut être un jour être industrialisées. À travers l'organisation d'activités ciblées et de groupes de réflexion transversale, NOMADE a permis de rassembler les forces pour aller rapidement vers la faisabilité scientifique en triant et hiérarchisant les propositions. C'est au sein de NOMADE que les méthodes expérimentales d'investigation ont été discutées et adoptées ainsi que la mise en œuvre opérationnelle des codes de calcul permettant d'obtenir *ab initio* certains paramètres physiques et thermodynamiques.

### **6.1.6. Faisabilité technique**

La démonstration de la faisabilité technique impose de franchir plusieurs stades.

Le premier est la synthèse, à l'échelle de plusieurs dizaines de grammes, de matériaux incorporant des quantités de l'ordre de 10 % en masse d'actinides. Il s'agit ainsi de valider d'une part la possibilité des synthèses actuelles en milieu actif et d'autre part d'examiner les performances des matrices sous auto-irradiation alpha, notamment après un cumul des désintégrations alpha au-delà des doses critiques d'amorphisation. Pour cela, il faut utiliser des radionucléides très radioactifs comme américium 241, plutonium 238, neptunium 237 et curium 244 pour les actinides, afin que les expériences puissent être conduites en quelques années. Les propriétés de base (mécaniques, thermiques, microstructurales) associées au confinement des actinides seront alors mesurées. Ce confinement devra être examiné par des tests de lixiviation et d'identification des phases secondaires afin d'établir des modèles de comportement à long terme.

Ensuite il faudra évaluer la sensibilité des matrices à la pureté des éléments résultant de la séparation poussée et à l'incorporation éventuelle de poisons neutroniques tels que le gadolinium.

Enfin il faudra développer des procédés d'élaboration à une échelle représentative pour qu'une éventuelle transposition ultérieure à une échelle industrielle soit réalisable. Cette étape devrait aussi comporter un dossier de spécification préliminaire d'un colis devant aller en entreposage de surface,

puis en stockage géologique et du conteneur correspondant.

### **6.1.7. Conclusion générale**

La Commission considère que les recherches sur les matrices de conditionnement se déroulent correctement et que le programme des recherches à venir devrait conduire à proposer, en 2006, des matrices pour un confinement efficace des éléments issus de la séparation poussée. L'appréciation de cette efficacité repose, et reposera, sur les résultats déjà acquis et à venir de la tenue de ces matrices vis-à-vis de l'irradiation et de l'agression par l'eau. La poursuite et le renforcement des études devraient confirmer les résultats positifs d'aujourd'hui.

La Commission prend note de l'engagement du CEA et du CNRS de mettre en œuvre des moyens nécessaires à ces études. Celles-ci vont changer de nature, comme celles qui doivent être engagées en séparation poussée. En effet, il est maintenant nécessaire d'utiliser pleinement des moyens expérimentaux en actif, disponibles à Marcoule et Cadarache, ainsi que des moyens d'irradiation disponibles au CNRS pour passer de la faisabilité scientifique à la faisabilité technique. La Commission prend note qu'un Comité coordonne ces recherches.

La faisabilité industrielle, après 2006, d'un éventuel conditionnement des éléments séparés dans des matrices céramiques doit s'inscrire dans la perspective de l'évaluation de celle de la séparation poussée. Toutefois ici l'opérateur potentiel devrait s'exprimer au plus tôt quant à sa priorité vis-à-vis des procédés d'élaboration des céramiques par frittage ou par fusion/solidification.

La position générale du CEA sur le conditionnement spécifique a été exprimée lors de l'audition du 6 mars 2002 en ces termes :

*« Pour le conditionnement spécifique, sa faisabilité scientifique est acquise, sauf pour le césium et technétium. Avec le CNRS, nous finalisons le programme de démonstration de faisabilité technique pour les années 2002 - 2003 - 2004, et nous comptons que l'organisation sera prête à la fin du mois de mars. Mais nous ne pensons pas qu'il y ait des scénarios réalistes « séparation poussée - conditionnement spécifique ». De tels scénarios ne seraient justifiés que si le conditionnement dans les verres était mis en défaut, ce qui n'est pas le cas. Il*

*n'y a donc pas de raison de séparer pour conditionner. En revanche, il peut y avoir des situations où certains lots de radionucléides ne pourraient être transmutés, et il est très utile de disposer de moyens de conditionnement spécifique pour ces radionucléides. De tels conditionnements devraient avoir une durabilité équivalente au temps d'extinction de l'excès de radioactivité de ces radionucléides. Cette question est importante, mais ne peut être traitée indépendamment des autres. »*

La Commission s'interroge sur le bien-fondé d'une conclusion aussi rapide dans un contexte où le conditionnement spécifique de certains éléments, en particulier l'iode, pourrait devenir indispensable.

## **6.2. COLIS DE DÉCHETS, CONTENEURS ET INTERFACE ENTRE ENTREPOSAGE DE LONGUE DURÉE (ELD) ET STOCKAGE**

Pour traiter des questions de colis et de conteneurs, il faut définir les termes à utiliser pour en parler. Une telle demande de clarification a déjà été faite par la Commission dans le rapport n° 7 et un glossaire, établi par le CEA et l'ANDRA, a été diffusé au début de 2002. Après les récentes discussions lors des auditions du 11 avril et du 15 mai 2002, une nouvelle clarification apparaît encore nécessaire, et même essentielle, et la Commission recommande que par la suite les termes du glossaire proposé ci-après soient systématiquement utilisés.

Dans ce qui suit la Commission propose et utilise les définitions suivantes pour présenter selon son point de vue quel devrait être la succession des formes sous lesquelles les déchets MAVL et HAVL ainsi que des assemblages des combustibles usés devraient cheminer de leur production jusqu'au stockage final.

**Colis primaire** - *Colis tel qu'il est issu de l'installation de traitement de déchets du producteur en vue de son entreposage dans ses propres installations.*

**Colis primaire stockable** - *Colis tel qu'il est issu de l'installation de traitement de déchets du producteur en vue de son entreposage et dont les propriétés sont telles qu'il puisse être ultérieurement accepté pour aller, sans modification, au stockage. Ce colis peut être, si ses propriétés le permettent, un colis primaire.*

**Colis d'entreposage** - *Colis constitué d'un ou plusieurs « colis primaire stockable » et d'un conteneur d'entreposage. Ce colis peut se réduire à un « colis primaire stockable », s'il se prête à entreposage en l'état.*

**Colis de stockage** - *Colis constitué d'un ou plusieurs « colis primaire stockable » et d'un conteneur de stockage. Ce colis peut être, si ses propriétés le permettent, un « colis d'entreposage ».*

**Conteneur** - *Récipient fermé manutentionnable destiné au transport et/ou à l'entreposage et/ou au stockage de matières radioactives.*

Il existe pour les déchets MAVL une grande diversité de « colis primaires ». Ces colis sont de qualités inégales et devront pour une bonne part être soit reconditionnés, soit sur-colisés. Ces opérations devront ainsi conduire à la réalisation de « colis primaires stockables », c'est-à-dire de colis répondant à des spécifications qui seront édictées par l'ANDRA. Les producteurs devront donc, en collaboration avec l'ANDRA, réaliser des « colis primaires stockables ». Chacun d'entre eux devra être, dans un premier temps, entreposé, tant que l'on n'aura pas la possibilité de le déposer dans un stockage profond, ce qui peut nécessiter une longue durée.

Pour les déchets HAVL il existe essentiellement aujourd'hui deux « colis primaires ». Il appartient aux producteurs, en liaison avec l'ANDRA, de qualifier, ou non, ces colis comme « colis primaires stockables » ou d'agir en conséquence.

Enfin, pour les combustibles usés, le problème est différent puisqu'il n'existe pas de « colis primaire ».

Les « colis primaires stockables » de déchets HAVL et de combustibles usés devront aussi aller en entreposage dans l'attente de décisions d'options de gestion les concernant. Pour les déchets HAVL il s'agit, selon la Commission, d'un entreposage d'attente de décroissance thermique. Pour les combustibles usés d'autres options peuvent être envisagées.

Pour la mise en œuvre de l'entreposage de plus ou moins longue durée, le « colis primaire stockable » sera placé dans un conteneur de transport pour être acheminé à l'entrepôt où il sera placé dans une structure adéquate. Les conditions d'entreposage pourront différer suivant les « colis primaires stockables » : mise en structures fixes, regroupement

dans un « colis d'entreposage », ou encore colisage définitif en « colis de stockage » compatible à la fois avec le transport et avec le stockage si l'ANDRA a pu fournir des spécifications génériques pour le stockage, valables indépendamment de la nature du site de stockage. Dans ce dernier cas, le « colis d'entreposage » se confondra avec le « colis de stockage ». Dans les autres cas, le « colis primaire stockable » sera transféré à l'ANDRA pour être placé dans un conteneur de stockage adapté, défini par l'ANDRA, pour devenir le « colis de stockage ».

C'est donc le « colis primaire stockable » qui assure la continuité entre production, entreposage et stockage. À cet égard, la Commission recommande que les producteurs de déchets conditionnent leurs déchets en la forme de « colis primaires stockables », reconnus comme tels par l'ANDRA.

L'engagement pris par le CEA de présenter des « démonstrateurs fonctionnels » en 2002 et des « conteneurs en vraie grandeur » en 2004 s'applique soit aux « colis primaires stockables » tels que définis précédemment, soit au conteneur d'entreposage, surtout si celui-ci est appelé à servir de transport sur la voie publique. Dans ce dernier cas, il se confondra avec le conteneur du « colis de stockage ».

L'engagement du CEA concernant la présentation de démonstrateurs fonctionnels en 2002 et de conteneurs en vraie grandeur en 2004, répondant à des cahiers des charges et à des programmes d'essais dont les différents termes seront justifiés, reste primordial aux yeux de la Commission.

Dans les paragraphes suivants on examine plus en détail les cas des différents déchets et celui des combustibles usés.

### **6.2.1. Déchets MAVL (déchets B)**

Une illustration de la diversité de forme des déchets MAVL existants est reflétée tant dans leur présentation actuelle (colisés ou en vrac) que dans la variété des colis. Ceux-ci forment quarante-deux familles de colis : dix-huit dont la production est arrêtée, six en cours de production, dix-huit prévisionnelles. Le volume de ces colis primaires est aujourd'hui de 32 000 m<sup>3</sup>. À ce chiffre, il faut encore ajouter le volume total des colis qui résulteront du conditionnement des déchets actuellement en vrac, soit environ 21 000 m<sup>3</sup>, c'est-à-dire 40 % du total. On mesure ainsi l'importance des décisions à prendre

pour le conditionnement des déchets entreposés en vrac.

On peut rappeler le regroupement en cinq « colis types » qui figure dans le modèle d'inventaire préliminaire (MIP) de l'ANDRA :

- B1 - Déchets activés ;
- B2 - Boues bitumées ;
- B3 - Déchets technologiques ;
- B4 - Coques et embouts cimentés (production arrêtée en 1995) ;
- B5 - Colis standard de déchets (CSD-C), contenant essentiellement des coques et embouts mais pouvant contenir aussi d'autres déchets technologiques.

La répartition de l'activité contenue dans ces divers colis est très inégale.

Ainsi, les colis B5, qui seront majoritaires pour les coques et embouts, contiendront environ 74 % du Cs-137, 83 % des PF et PA à vie longue et 71 % des noyaux lourds (hors Pu-241), pourcentages rapportés à l'ensemble de l'activité des déchets MAVL. Le colis type B5 (CSD-C) devra donc faire l'objet d'une attention particulière dans la gestion des déchets MAVL.

On trouve en seconde position les colis B2 avec 21 % du Cs-137 et 15 % des noyaux lourds, les PF et PA à vie longue étant très peu abondants (< 1 %). Les déchets technologiques (B3) contiennent essentiellement des éléments lourds (12,5 % du total).

Aux colis types distingués jusqu'à présent pourront s'ajouter les colis types qui résulteraient de l'application des procédés en cours de développement au CEA, tels que la cimentation avancée (COMPOSTEL) ou l'incinération/vitrification par torche à plasma de certains déchets B.

Le CEA étudie trois types de nouveaux conteneurs en béton et à revêtement interne en acier émaillé, céramique et polymère. Ces conteneurs seraient utilisés pour les colis primaires dont le conteneur ne serait pas estimé susceptible d'apporter la durée de confinement requise à l'entreposage. Cette opération de reprise devrait permettre de qualifier, en accord avec l'ANDRA, le nouveau colis ainsi obtenu comme un « colis primaire stockable ».

Le CEA étudie deux concepts d'entreposage de longue durée pour le cas où, aux yeux de la Commission, le stockage profond ne serait pas disponible ou serait différé de façon indéterminée. Ces deux concepts sont basés sur le principe d'une double barrière de confinement qui protègent les déchets des agressions externes d'origine naturelle ou humaine.

La première option comporte une première barrière assurée par le « colis primaire stockable » et une seconde barrière assurée par l'entrepôt avec un conditionnement de l'air en entrée de cet entrepôt pour assurer une hygrométrie définie. Cette option bénéficie déjà d'un large retour d'expérience.

Dans la seconde option, c'est le colis d'entreposage lui-même qui assure les deux barrières de confinement, l'entrepôt n'étant plus considéré alors comme une barrière. Il n'est donc plus nécessaire de conditionner l'air de l'entrepôt. C'est sur ce second concept que le CEA fonde son programme d'étude de complément éventuel de colisage pour l'ELD.

Au niveau des principes, la Commission considère que le conteneur à double barrière appelé à servir à la réalisation du « colis d'entreposage » devrait, dans la mesure du possible, pouvoir être agréé par l'ANDRA comme conteneur pour réaliser le « colis de stockage ». Sinon son ouverture devient nécessaire pour que le « colis primaire stockable » soit extrait par l'ANDRA, du « colis d'entreposage » pour être ensuite remis dans le conteneur destiné à faire le « colis de stockage ».

Le CEA, dans son concept, s'impose que les « colis d'entreposage » soient aux normes de transport sur la voie publique, c'est-à-dire d'une masse maximale de 25 tonnes, d'un diamètre externe inférieur à 2,5 m et d'une hauteur de moins de 3 mètres. Avec ces dimensions il pourrait contenir au maximum sept « colis primaires stockables ». Le conteneur formant ce « colis d'entreposage » est en béton.

Le CEA envisage trois possibilités pour le transfert au stockage :

1. dans le cas idéal, le « colis d'entreposage » est agréé par l'ANDRA comme « colis de stockage » et il est de plus agréé comme colis de transport ;
2. si le « colis d'entreposage » n'est pas accepté par l'ANDRA, c'est le « colis primaire stockable » qui assure seul la continuité production, entreposage, stockage. Dans ce cas, il faut exa-

miner si le « colis d'entreposage » est le meilleur moyen de transport. Si ce n'est pas le cas, sa réouverture pourrait être alors faite dans l'entrepôt avant transport du « colis primaire stockable » sur le site de stockage ;

3. Le CEA a prévu un cas extrême, où le « colis d'entreposage » doit être surcolisé par l'ANDRA pour répondre à des exigences particulières.

Les études sur le conteneur d'entreposage portent sur deux types de conteneurs :

- un conteneur de type « puits », susceptible d'accueillir trois à six « colis primaires stockables » de diamètre inférieur à 800 mm ; cet ensemble aurait une masse d'environ 24 tonnes ;
- un conteneur de type « coque », susceptible d'accueillir un à deux « colis primaires stockables » de diamètre supérieur à 800 mm. La masse de cet ensemble serait d'environ 10 à 23 tonnes suivant les cas.

Ces conteneurs, en béton de type CPA, ont pour caractéristiques communes des armatures en acier inoxydable et fibres métalliques inoxydables, une épaisseur de 15 à 20 cm et une fermeture réversible. Pour ce dernier point, deux types de fermeture sont à l'étude, l'un par clavage (jointure du couvercle et de la virole par liant hydraulique), l'autre par boulonnage. L'ouverture d'un colis fermé par clavage nécessite la destruction du joint, ce qui est son seul inconvénient. Ce type de fermeture devrait être réservé aux « colis d'entreposage » également agréés comme « colis de stockage ». L'autre système de fermeture (par boulonnage) est plus cher mais mieux adapté si c'est le « colis primaire stockable » qui assure la continuité entre entreposage et stockage.

### **Problème des gaz**

Les dégagements gazeux possibles des colis primaires ont deux origines : l'hydrogène produit par radiolyse du bitume ou de l'eau, et les radionucléides gazeux (tritium, composés gazeux contenant du C-14, Kr-85, Rn-222 dans le cas des sulfates de plomb radifères).

Le colis doit être perméable aux gaz s'il y a risque de montée en pression significative. Ce sera notamment le cas pour les colis B2 de boues bitumées et B4, B5 de coques et embouts, surtout si les colis B5 renferment de la matière organique provenant de déchets technologiques également compactés.

Pour le colis primaire, s'il n'y a pas d'aérosols libres dans le colis, la fermeture est non étanche ; dans le cas contraire, on utilise un dispositif filtrant.

L'étude du « colis respirant » laissant diffuser les gaz, qu'il s'agisse de « colis primaires stockables » ou de « colis d'entreposage », est assez complexe et tous les aspects ne sont pas encore résolus. C'est un point qui devra être approfondi pour permettre d'apporter des réponses satisfaisantes à l'échéance 2004 sur les conteneurs réels.

### **Problèmes de corrosion**

Les études de corrosion des conteneurs des colis primaires portent sur l'acier inoxydable, seul matériau métallique retenu. Les chlorures constituent l'agresseur principal. Ils peuvent provenir soit du béton du conteneur du « colis d'entreposage », soit d'une source extérieure au colis.

Des expériences doivent confirmer les calculs faits sur les concentrations en chlorures dans l'eau de béton « saturée » pour des conteneurs en ciment CPA. Ces calculs conduisent à des résultats favorables car ils montrent que la concentration en chlorures resterait inférieure à la limite de corrosion.

Pour une source extérieure, la diffusion à travers la paroi de béton est lente et celle-ci joue un rôle tampon qui permettrait de maintenir une concentration en chlorure également inférieure à la limite de corrosion. Ces essais devront être menés jusqu'à l'étape de vérification sur conteneur réel à échelle 1 dans différents environnements atmosphériques.

### **6.2.2. Déchets HAVL (Déchets C)**

Le colis de verre est actuellement entreposé en l'état dans les puits ventilés des entrepôts de Marcoule et de La Hague (E-EVSE) et les problèmes de surveillance mis en évidence par le retour d'expérience ont été examinés dans le rapport n° 7. La position du CEA est de considérer le colis de verre existant comme le « colis primaire stockable ».

La Commission s'interroge sur la pertinence scientifique de cette appréciation. Elle souhaite donc disposer des résultats des expérimentations en vraie grandeur dans des conditions représentatives qui soutiennent cette qualification.

Aucune étude n'a été présentée, au cours de cette année sur les problèmes de corrosion du conteneur.

La Commission souhaite que cet examen soit fait pour son prochain rapport annuel, à l'occasion de l'examen du problème global du conditionnement dans la matrice vitreuse. En ce qui concerne le « colis de stockage » des déchets vitrifiés, l'ANDRA a mentionné une étude d'un « surconteneur » pour les colis primaires de verres mais n'a apporté aucun élément d'appréciation.

### **6.2.3. Combustibles usés**

La Commission prend bonne note de la mise en place en 2001 du groupe de travail commun ANDRA-CEA-EDF qui a enfin permis de lancer et de conduire une étude pour la conception et la fabrication d'un prototype de conteneur de stockage de combustibles usés, compatible avec les besoins de l'entreposage. L'ANDRA a produit un cahier des charges fonctionnelles qui a été pris en compte par l'ensemble des partenaires.

La stratégie retenue comporte deux variantes :

- un conditionnement direct en « colis de stockage » destiné au stockage éventuel sans retraitement (cycle ouvert) ;
- une mise en étui individuel des assemblages pour constituer un « colis primaire stockable » destiné dans un premier temps à un entreposage de longue durée pouvant déboucher ensuite soit sur un retraitement différé, soit sur le stockage après mise en conteneur pour constituer un « colis de stockage ».

Un seul type de conteneur est étudié, qui peut recevoir soit des assemblages nus, soit des assemblages mis en étuis (« colis primaire stockable »).

Dans ce chapitre, la Commission traite essentiellement de ce qui se rapporte à la phase d'entreposage de plus ou moins longue durée, avec une incidence sur le colis de stockage des combustibles usés.

### **Dispositif de confinement du combustible usé pour l'entreposage de longue durée**

Ce dispositif comporte deux barrières, un étui individuel autour de chaque assemblage UOX ou MOX et une enveloppe supplémentaire qui peut être soit fixe (puits étanche), soit mobile. L'enveloppe supplémentaire mobile est le conteneur d'entreposage qui ne peut pas être assimilée au conteneur de stockage, car les fonctions de ces deux conteneurs sont différentes.

L'étui individuel, qui assure la continuité ELD-stockage constitue avec l'assemblage le « colis primaire stockable ». Il fait l'objet d'un programme d'études de fabrication, de démonstration de durabilité et de fonctionnalité. Des étuis à échelle 1 ont déjà été fabriqués en janvier 2002 dans une version acier inox, mécano-soudé d'épaisseur 4 mm. D'autres matériaux (acier à faible taux de carbone, fonte GS) sont envisagés ainsi que d'autres procédés de fabrication (coulée, forgeage).

Les mesures de qualité et de fiabilité à long terme sont prévues et se poursuivront au-delà de 2004. Mais les jalons de 2002 et 2004 pour les démonstrateurs fonctionnels et prototype à échelle 1 sont maintenus.

Le conteneur conduisant à la réalisation du « colis d'entreposage » est en fonte avec un insert en acier obtenu par coulée, d'une épaisseur de 50 mm. Il contient sept assemblages dans leurs étuis individuels. Un prototype à l'échelle 1 a déjà été réalisé par coulée en avril 2002.

Comme pour tous les conteneurs, le point délicat qui doit être étudié avec attention est celui de la fermeture. Aussi un programme de procédés de fermeture est lancé : par soudure, par joint fusible et par joints métalliques. Il lui est associé un programme de démonstration de la durabilité, qui doit conduire à des modèles de dégradation ou de défaillance des différents composants.

Les recherches expérimentales doivent, en particulier, viser à définir précisément les conditions à satisfaire (notamment les plages admissibles de variation des paramètres des procédés de fabrication) pour que la qualité des conteneurs et de leur fermeture puisse être assurée.

Les études de vieillissement seront faites sur éprouvettes et sur maquettes avec expertises métallographiques et mécaniques, destructives et non-destructives. Dès à présent, mille six cents éprouvettes sont en tests, ainsi que soixante maquettes et quatre-vingt-dix montages d'essai de vieillissement des joints métalliques.

Même conduites sur plusieurs années, la durée de ces tests reste courte vis-à-vis de celle envisagée pour l'entreposage. Une extrapolation par modélisation doit nécessairement être mise en place (plate-

forme ALLIANCES). La Commission demande que cette modélisation soit validée par l'expérience.

Enfin, il est prévu une plate-forme de démonstration au CEA-Valrho, ce qui répond en partie au souhait de la Commission d'un entreposage de démonstration.

### **« Colis de stockage » pour combustibles usés**

Un seul conteneur est étudié pour les « colis de stockage » correspondant aux deux variantes : stockage direct ou transit par un ELD. Les besoins de conception sont définis par le cahier des charges de l'ANDRA, en accord avec le CEA et EDF.

Au plan thermique, en stockage, le respect d'une température maximale de 100 °C au contact de la barrière ouvragée limite la capacité de ce conteneur à quatre assemblages UOX ou à un assemblage MOX.

Un confinement absolu pendant la phase thermique (plusieurs millénaires) impose une résistance à la corrosion qui serait assurée par des conteneurs en acier peu allié d'épaisseur 130 mm. L'étude des matériaux est une question plus large, que la Commission a déjà traité dans son rapport n° 6, et qui appelle la poursuite d'un ample programme de recherche pour le futur (cf. paragraphe 5.2). La limitation des déformations mécaniques dans le stockage serait assurée par une minimisation des vides à l'intérieur, grâce à un insert, et autour du conteneur. Enfin les trois partenaires ont tenu compte du risque de criticité pour le colis non dégradé.

Les spécifications techniques du « démonstrateur » du conteneur pour « colis de stockage » s'appuient sur des résultats disponibles d'études de pré-faisabilité industrielle. Une prestation avec un industriel a été lancée en 2002 pour dimensionner en détail l'objet « conteneur » dans la perspective de sa fabrication. Le calendrier prévu conduit à la fabrication du « démonstrateur » pour la mi-2004.

De même que pour le « colis d'entreposage », un programme de contrôles de qualité et de comportement dans le temps du colis est mis en place. Les thèmes identifiés aujourd'hui portent sur la durabilité du colis en stockage, sur la stratégie de surveillance du colis et la démonstration de la maîtrise de la succession des opérations de conditionnement des assemblages.

Ces études se poursuivront bien au-delà de 2004.

La Commission estime que l'étude du conditionnement des combustibles usés, tant pour l'entreposage que pour le stockage est bien lancée et pourra faire l'objet d'une évaluation dans les délais prévus.

### **6.3. ENTREPOSAGE DE LONGUE DURÉE (ELD)**

L'étude de l'entreposage de longue durée est prescrite par la loi. Les objectifs poursuivis doivent cependant faire l'objet d'une analyse, qu'il convient de différencier suivant la nature des déchets qui peuvent relever de finalités et d'options différentes. La Commission s'est exprimée sur ce point. L'évaluation de performances de sûreté d'un entreposage s'appuiera sur une répartition entre les deux composantes principales du système : les colis et l'installation.

Même s'il est de longue durée, l'entreposage est, par définition, réversible, et la reprise des colis obligatoire pour transport vers un stockage ou autre lieu de traitement. Elle doit être la plus facile possible. La compatibilité entreposage/stockage qui a été déjà largement traitée nécessite des échanges étroits entre le CEA et l'ANDRA.

À cet égard, la Commission se réjouit de la mise en place du Comité Technique Thématique « Inventaires et Spécifications » (CTT-IS), dont elle avait souhaité la mise en place.

#### **6.3.1. Entreposage des déchets MAVL**

Le principe général est d'avoir une conception modulaire, chaque famille de « colis primaires stockables » de types (B1 à B5) étant réceptionnée dans un module d'entreposage dédié. Les concepts de l'installation d'entreposage sont fonction des choix faits pour l'entrepôt soit de « colis primaires stockables », soit de « colis d'entreposage » soit encore de « colis de stockage ». Un élément à prendre en compte est le dégagement gazeux des colis (cf. paragraphe 6.2.1.). Le CEA conduit deux études préliminaires d'Avant-Projet Sommaire (APS) pour un ELD en surface et un ELD en subsurface. Les dossiers d'options de sûreté associés seront établis.

Il n'y a pas de site d'implantation défini à ce jour mais les caractéristiques d'un site virtuel considéré dans les études sont suffisamment enveloppées

pour qu'il soit possible de trouver un site réel présentant ces caractéristiques.

Le CEA a présenté une étude faite en 2001 sur la base d'un entreposage en surface de conteneurs CUBE. Ceux-ci ne sont plus vraiment représentatifs des conceptions nouvelles et la Commission souhaite vivement qu'une transposition de cette étude soit faite pour l'actualiser avec les nouveaux conteneurs et pour un entreposage en sub-surface.

#### **6.3.2. Entreposage des déchets HAVL**

Le CEA considère que, pour les conteneurs de déchets vitrifiés (cf. paragraphe 6.2.2), les entrepôts E-EVSE ou COVRA sont représentatifs d'un ELD. Les qualités reconnues de ces entrepôts permettraient de justifier une stratégie consistant en leur reconduction périodique dans le temps, avec ou sans transfert des colis. Elle ne peut, par contre, être justifiée pour un réel concept d'entreposage de longue durée, sans qu'une démonstration en soit faite : une simple déclaration ne suffit pas. Aussi la Commission recommande qu'une présentation dédiée à l'entreposage de longue durée des déchets HAVL lui soit spécifiquement présentée.

Il serait tout à fait possible et acceptable de transporter et adapter au cas des déchets HAVL les études faites pour l'entreposage des combustibles usés (cf. paragraphe 6.3.3).

#### **Impact de la durée de l'entreposage sur la thermique du stockage**

Dans son rapport n° 7, la Commission avait demandé qu'une étude d'optimisation globale soit faite sur l'ensemble des phases entreposage et stockage des déchets HAVL. L'aspect thermique en est une composante primordiale. La présentation faite cette année à la Commission montre que ce point a été pris en compte.

L'étude de l'ANDRA a porté sur les colis de verre définis dans le scénario S1 (retraitement) du modèle d'inventaire préliminaire (MIP).

Les colis anciens (C0) ont une puissance thermique maximale de 200 W et pourraient être stockés dès l'ouverture d'un site de stockage. Les colis C1 (verres R7-T7 actuels) ont une puissance thermique de 500 W après 60 ans d'entreposage et de 200 W après 100 ans d'entreposage.

Les études ont aussi couvert le cas de colis futurs éventuels C2, C3, C4 de verres à teneurs plus élevées en produits de fission et actinides, qui auraient, après 60 ans d'entreposage, des puissances thermiques résiduelles d'environ 650 W, 600 W et 700 W respectivement.

Pour un espacement maintenu identique de 12 m entre alvéoles de stockage, le nombre de colis stockés par alvéole est de 15 pour le colis type C0, de 4 pour C1 et de 2 pour les autres. La conséquence est évidente pour les surfaces des modules de stockage des déchets HAVL. La densité de stockage des modules HAVL évolue ainsi :

	C0	C1	C2	C3	C4
Densité de stockage en nombre de colis par hectare	400	150	100	100	100

Une voie d'amélioration prometteuse consisterait à espacer les colis des types C1 à C4 dans chaque alvéole, ce qui permettrait d'augmenter le nombre de colis stockés par alvéole au prix de son allongement et de réduire le coût de stockage.

Le calendrier des études de dimensionnement thermique et d'évaluations technico-économiques, est le suivant :

- révision du MIP en septembre 2002 (volumes et puissances thermiques) ;
- révision pour 2003 du dimensionnement thermique, sur la base des choix de concept effectués en 2002 et du modèle d'inventaire révisé. Ce dimensionnement comprendra une étude de sensibilité à la durée d'entreposage des colis.

La Commission maintient sa demande précédente d'étude d'optimisation globale entreposage/stockage, en élargissant l'étude à l'entreposage pour avoir une étude technico-économique de l'ensemble. La finalité est de rechercher la durée d'entreposage optimale conduisant à l'optimum économique et de voir si cela entraîne de nouvelles recherches.

### **6.3.3. Entreposage des combustibles usés**

Deux avant-projets sommaires (APS) d'entreposage de longue durée de combustibles usés ont été lancés par le CEA et un point sur son état d'avancement au tiers des études a été présenté à la Commission. Les configurations envisagées sont :

- pour un entrepôt en surface, soit un entreposage centralisé (casemate), soit un entreposage régional avec adaptation de la solution industrielle (silo horizontal) ;
- pour un entrepôt en subsurface, une installation centralisée.

Ces APS sont conçus pour les combustibles UOX mais ne devraient pas différer sensiblement pour du combustible MOX, moyennant quelques adaptations.

Pour la variante « casemate », deux options acceptant des « colis primaires stockables » sont considérées, le puits « type CASCAD » et le conteneur d'entreposage mobile contenant sept assemblages UOX en étuis (cf. paragraphe 6.2.3).

Comme pour les études d'entreposage des déchets MAVL, les APS se réfèrent à un site virtuel avec des critères pénalisants tels que le site reste valable dans tous les cas de sites réels qui pourraient être choisis ultérieurement. Ces critères portent sur les agressions externes (séisme, chute d'avion, inondations, conditions climatiques extrêmes). Un critère d'humidité relative à la paroi des étuis ou des conteneurs est imposé afin d'obtenir le régime dit de « corrosion sèche ».

Au stade actuel, une installation de subsurface comprendrait huit modules en ligne, avec une capacité de quatre-vingt mille assemblages environ. La surface totale serait d'environ 70 ha. Les « colis primaires stockables » (étuis) seraient transportés à plat et basculés verticalement au-dessus des puits des alvéoles d'entreposage.

Pour une installation de surface, les casemates, regroupées en modules, contiendraient chacune deux cent trente « colis d'entreposage » pour une surface au sol de 2 000 m<sup>2</sup>. Un ensemble de cinq modules, d'une capacité totale de quatre vingt mille assemblages aurait une surface au sol d'environ 20 ha.

Le marché de l'étude APS a été notifié fin 2001 ; la fin des études est prévue pour septembre 2002.

### **Études thermiques d'un ELD**

Un des critères essentiels à prendre en compte pour l'entreposage des combustibles usés est leur important dégagement thermique qui impose un maillage de disposition des objets en entreposage assez lâche pour éviter des températures de paroi du béton supé-



rieures à 80 °C, surtout dès le début de l'entreposage. Ce dégagement thermique devient un atout pour le long terme, pour maintenir les conditions d'une corrosion sèche.

Le refroidissement des colis est assuré par convection naturelle.

L'enjeu des études de thermique pour l'ELD est de disposer d'une palette d'outils numériques validés permettant de dimensionner les concepts et d'évaluer les marges par rapport au seuil critique de température mentionné ci-dessus. À cet égard des modèles 1D et 3D en milieu poreux et en milieu continu sont utilisés pour le dimensionnement. Il est nécessaire d'avoir un programme de validation expérimentale du code TRIO-U qui doit reposer sur des hypothèses pertinentes et clairement explicitées concernant :

- les modèles de turbulence et les lois de paroi dans les régimes de convection mixte de l'ELD (programme COPPEC mené en collaboration avec EDF sur maquette de 15 m finement instrumentée) ;
- les lois d'échange entre conteneur et alvéole d'entreposage en régime convectif (programme PROMETHEE mené en collaboration avec EDF et FRAMATOME-ANP) sur maquette à échelle 1 ;
- une portion de salle pour les interactions de l'environnement des colis et du comportement thermo-aérodynamique global de la salle. Ce point n'est qu'au stade de la réflexion.

Des efforts doivent encore être faits sur la modélisation et sur la simulation par calculs 3D homogénéisés et des calculs 3D en milieu continu, ainsi que sur les actions de validation analytique des modèles et de la fiabilité des approches numériques.

#### **6.4. CONCLUSION GÉNÉRALE**

Les études présentées cette année sur les conteneurs et les divers colis de déchets MAVL et HAVL, ainsi que pour les combustibles usés, montrent un état d'avancement correct des recherches et permettent d'avoir confiance dans les échéances de réalisations de démonstrateurs et prototypes attendues en 2002 et 2004.

Les collaborations mises en place depuis 2001 entre le CEA, l'ANDRA et l'EDF sont maintenant opérationnelles et les résultats obtenus l'illustrent bien.

Il ne faut pourtant pas se cacher que des études se poursuivront au-delà de 2004 mais aussi de 2006. Ce sera le cas pour toutes les études de validation et de comportement à long terme pour lesquelles les durées des essais doivent être les plus longues possible pour fournir les données les plus fiables possible à la modélisation numérique. Les résultats obtenus au cours de ces validations pourraient éventuellement remettre en cause certains choix technologiques.

Il n'apparaît donc pas d'incertitudes ou d'obstacles majeurs à des propositions concrètes sur l'axe 3 à l'échéance de 2006.

## **Chapitre 7**

# **L'état des recherches et des réalisations effectuées à l'étranger**

### **ALLEMAGNE**

La loi sur le désengagement programmé de l'énergie nucléaire pour la production d'électricité, amendant la loi atomique de 1959, a été promulguée le 26 avril 2002. Toutes les activités de gestion des déchets doivent désormais tendre vers leur stockage final. À partir du 1<sup>er</sup> juillet 2005, la livraison de combustibles nucléaires usés à des usines de retraitement sera interdite. Les exploitants de centrales seront tenus de créer et d'utiliser des installations d'entreposage intermédiaire de combustible usé sur les sites des centrales.

Les études relatives aux choix de sites de stockage, à la sûreté et à la réversibilité d'un futur dépôt géologique (cf. rapport n° 7, p. 111) se poursuivent. Il en est de même de la procédure d'autorisation du dépôt du Konrad. Le stockage de quantités supplémentaires de déchets à Morsleben n'est plus autorisé. La fermeture de ce stockage souterrain est à l'étude.

### **BELGIQUE**

Après fonçage du deuxième puits du laboratoire souterrain HADES, à Mol, une galerie de liaison avec la galerie expérimentale, où les expérimentations se poursuivent, a été foncée au moyen d'un tunnelier. La faisabilité du fonçage d'une galerie et de son revêtement par des éléments préfabriqués en béton, à allure soutenue (plus de 2 m/jour) a été établie. Des investigations sur l'endommagement de la roche résultant de l'ouverture de la galerie ont été effectuées.

Les principaux projets expérimentaux :

- RESEAL, essai de scellement d'un puits par un moyen de matériaux argileux gonflants ;
- Maquette OPHELIE d'alvéole de stockage (cf. rapport n° 6),

se poursuivent. Le comportement de la maquette OPHELIE d'une alvéole de stockage de résidus vitrifiés n'est pas entièrement conforme aux prévisions ; le chauffage du conteneur-maquette sera arrêté à l'été et l'examen destructif de la maquette commencera à l'automne 2002.

Les expérimentations de longue durée, notamment les expériences de migration de traceurs, suivent leur cours.

L'agence nationale (ONDRAF) chargée de la gestion des déchets radioactifs a publié le rapport de l'étude SAFIR-2 (Safety Assessment and Feasibility Interim Report 2), qui synthétise l'ensemble des acquis techniques et scientifiques disponibles à l'issue de la deuxième phase (1990-2000) du programme de recherche et développement méthodologique relatif à la mise en dépôt final des déchets radioactifs des catégories B et C dans une formation argileuse peu indurée. Le rapport expose successivement :

- les principes directeurs du développement d'un dépôt final en profondeur, pour en assurer la faisabilité et la sûreté ;
- les acquis scientifiques et techniques ;
- l'évaluation de la sûreté radiologique à long terme.

L'ampleur et l'importance de ce rapport nécessitent qu'un résumé en soit ultérieurement donné par la Commission, et qu'une comparaison avec les options retenues par l'ANDRA et l'état des acquis obtenus par l'Agence française sur une formation argileuse indurée soit présentée.

La Commission se propose donc de procéder à cette comparaison lorsque l'ANDRA aura arrêté ses choix de conception pour les déchets de catégorie C, et de revenir, dans son prochain rapport, sur le rapport SAFIR 2 dont le contexte est de tou-

tes les études étrangères, le plus proche de celui des études effectuées par l'ANDRA.

### **CONFÉDÉRATION HELVÉTIQUE**

L'installation, dite « Zwiilag », d'entreposage de toutes catégories de déchets radioactifs et de combustible nucléaire usé, implantée à Würenlingen, a été mise en service le 3 juillet 2001.

La phase V des recherches au laboratoire souterrain de Grimsel, dans un massif granitique, est en cours. En particulier, l'expérimentation à grande échelle, dite FEBEX, tendant à améliorer la connaissance thermo-hydro-mécanique de l'évolution des barrières ouvragées en conditions réelles, y est présentement conduite par un consortium international coordonné par ENRESA avec la participation de l'ANDRA.

Les expérimentations se poursuivent par ailleurs, avec la participation de l'ANDRA au laboratoire de Mont-Terri, dans une formation argileuse induite et plissée.

### **ESPAGNE**

La situation en Espagne est plus amplement relatée au compte rendu (cf. annexe 5) des observations faites par la Commission au terme du voyage d'études qu'elle y a fait en avril 2002.

### **ÉTATS-UNIS D'AMÉRIQUE**

L'amendement, adopté en 1987, à la loi fédérale de 1982 a restreint au seul site de Yucca Mountain les travaux de caractérisation de site de stockage de déchets de haute activité.

Une réglementation de protection radiologique propre à ce site a été élaborée, à partir de 1992, par l'Agence Fédérale de l'Environnement (EPA). Les normes de protection sanitaire ont été publiées le 13 juin 2001.

L'Autorité de sûreté nucléaire (Nuclear Regulatory Commission – NRC) a aussi finalisé les critères d'autorisation de création d'un dépôt sur le site de Yucca Mountain. Ces critères, qui tiennent compte des normes de protections sanitaire, ont été publiés le 2 novembre 2001. Complétant ces règlements, le Ministère de l'Energie (DOE) a, le 14 novembre 2001, publié les règles d'implantation d'un dépôt à

Yucca Mountain : ces règles, jointes aux normes réglementaires élaborées par l'EPA et la NRC, ont fondé la recommandation du Président des États-Unis de créer un dépôt sur le site de Yucca-Mountain.

Cette recommandation, exprimée le 15 février 2002, repose sur un ensemble de rapports scientifiques et techniques, publiés de mai 2001 à février 2002 par le DOE.

Suite à l'opposition exprimée le 8 avril 2002 par l'Etat du Nevada à cette recommandation, le Congrès des États-Unis a été saisi. La Chambre des représentants et le Sénat ont, respectivement les 8 mai et 9 juillet 2002, adopté une même résolution d'approbation du choix du site de Yucca-Mountain, entérinée le 23 juillet par le Président, surmontant ainsi l'opposition de l'État du Nevada.

Un exposé plus complet de la situation aux États-Unis figure à l'annexe 4, où la Commission rend compte de la mission qu'elle y a effectuée du 10 au 21 octobre 2001.

### **FINLANDE**

La décision de principe (du 18 mai 2001) confirmant le choix du site d'Olkiluoto (Commune d'Eura-joki) pour l'implantation d'un centre de stockage du combustible usé a été complétée par deux nouvelles décisions de principe du Parlement, le 24 mai 2002. La première autorise la compagnie finlandaise de production d'électricité TVO à poursuivre ses préparatifs pour la construction d'une cinquième centrale nucléaire ; la seconde, qui y correspond étroitement, autorise le stockage du combustible nucléaire de cette cinquième unité dans le dépôt à créer à Olkiluoto.

L'agence finlandaise de gestion des déchets radioactifs poursuit activement ses travaux de caractérisation du site d'Olkiluoto.

### **JAPON**

L'agence chargée de la gestion à long terme des déchets radioactifs, qui doit conduire la procédure de sélection d'un site de stockage et sa caractérisation, a, le 29 octobre 2001, publié un document décrivant la procédure de sélection NUMO appelant les municipalités volontaires à se déclarer.

D'autres documents (décrivant la procédure de candidature, les critères de choix de site, les concepts de stockage...) sont en voie d'être publiés, pour définir le cadre de la démarche de recherche d'un site.

Les recherches sur la gestion des déchets de haute activité et à vie longue se poursuit par ailleurs. Il existe des projets de laboratoire souterrain à Horonobe et Mizunami. Suite à un accord intervenu entre l'organisme de recherches JNC et la Commune de Mizunami, il est prévu que le fonçage du puits du laboratoire y commence à l'été 2002. A Horonobe, des travaux de reconnaissance en surface ont commencé au 2<sup>ème</sup> semestre 2001.

Les recherches sur la séparation et la transmutation, dans le cadre du programme OMEGA, se poursuivent activement et sont rapportées au compte rendu porté à l'annexe 6.

### ***PAYS-BAS***

La réalisation par COVRA de l'installation d'entreposage de longue durée des déchets de haute activité (HABOG), destinée à recevoir des résidus vitrifiés et des combustibles de réacteurs de recherche, irradiés, poursuit son cours.

### ***ROYAUME-UNI***

Le Gouvernement a procédé à la consultation qui fait suite au rapport du Comité spécial de la Chambre des Lords pour la science et la technologie (1999).

Un document de consultation a été publié en décembre 2001 ; il décrit les termes du débat et le programme d'action, qui comporte, en gros, cinq étapes :

- 2001-2002 : Consultation sur le programme proposé, planification des actions futures ;
- 2002-2004 : Recherches, débat public pour examiner et comparer les options proposées, exprimer des recommandations ;
- 2005 : Nouvelle consultation, portant sur les recommandations exprimées ;

2006 : annonce de l'option choisie ; appel aux commentaires du public sur les moyens de la mettre en œuvre ;

2007 : Le parlement légifère, si nécessaire.

Le Gouvernement britannique a fait porter la consultation non seulement sur la gestion à long terme des déchets reconnus comme tels, mais aussi sur la gestion du plutonium, du combustible usé et de l'uranium.

### ***SUÈDE***

L'Autorité de sûreté suédoise a adopté la réglementation applicable au stockage des déchets radioactifs à vie longue. Cette réglementation, publiée en même temps que des conseils pour son application, est entrée en vigueur le 1<sup>er</sup> avril 2002\*.

Elle contient notamment des dispositions relatives au contenu et à la présentation du rapport de sûreté, et prescrit que l'évaluation de sûreté doit porter sur la durée pendant laquelle les barrières doivent remplir leurs fonctions, et en tout cas pour au moins dix-mille ans.

Deux communes : Östhammar et Oskarshamm, ont donné leur accord pour l'exécution d'investigations depuis la surface, afin de collecter des données nécessaires à l'évaluation de la faisabilité d'un dépôt souterrain.

L'exploitation du laboratoire souterrain d'Äspö se poursuit ; en particulier :

- le « dépôt prototype », galerie expérimentale comportant quatre maquettes de conteneurs en vraie grandeur, mis en exploitation en 2001, a été scellé en décembre 2001 ;
- l'expérimentation destinée à prouver la faisabilité de la récupération d'un conteneur a commencé : cette expérimentation comporte un conteneur chauffé électriquement inséré dans une alvéole de stockage comportant une barrière ouvragée en bentonite dont l'hydratation est accélérée par un dispositif d'injection.

ANDRA participe à ces expériences de grande ampleur, qui sont effectuées dans un cadre coopératif international.

\* N.B. : Les normes sanitaires correspondant spécifiquement au stockage des déchets radioactifs à vie longue ont été publiées antérieurement, et sont entrées en vigueur le 1<sup>er</sup> février 1999.

D'autres expériences se poursuivent à Äspö, qui visent à contribuer à la mise au point de modèles décrivant le comportement de la barrière géologique granitique.

SKB poursuit par ailleurs l'exploitation de l'atelier-pilote (inactif) de conteneurage : à ce jour, environ

20 soudures circonférentielles de tête de conteneur ont été effectuées. Les derniers résultats obtenus sont prometteurs, et permettent d'envisager que le procédé de soudage sera mis au point en 2002.

## *Annexe 1*

# *Composition de la Commission Nationale d'Évaluation au 30 juin 2002*

- **Bernard Tissot** - Directeur Général honoraire de l'Institut Français du Pétrole - Membre de l'Académie des Sciences - Membre de l'Académie des Technologies - Président de la Commission Nationale d'Évaluation.
- **Robert Dautray** - Membre de l'Académie des Sciences - Membre de l'Académie des Technologies.
- **Jean-Claude Duplessy** - Directeur de Recherche au CNRS.
- **Robert Guillaumont** - Professeur honoraire de chimie-radiochimie - Université Paris Sud (Orsay) - Membre correspondant de l'Académie des Sciences - Membre de l'Académie des Technologies.
- **Juan-Manuel Kindelan** - Ancien Président du Conseil de Sécurité Nucléaire en Espagne.
- **Jacques Lafuma** - Docteur en médecine - Conseiller Scientifique auprès du Haut-Commissaire à l'Énergie Atomique.
- **Jean Lefèvre** - Conseiller Scientifique du CEA pour l'aval du cycle du combustible.
- **Ghislain de Marsily** - Professeur de Géologie Appliquée à l'Université Pierre et Marie Curie - Paris VI - Membre correspondant de l'Académie des Sciences - Membre de l'Académie des Technologies - Membre Associé Étranger de l'US Academy of Engineering.
- **Olivier Pironneau** - Professeur à l'Université Pierre et Marie Curie - Paris VI - Membre correspondant de l'Académie des Sciences - Membre de l'Institut Universitaire de France.
- **Jean-Paul Schapira** - Directeur de Recherche émérite au CNRS.
- **Claes Thegerström** - Directeur à SKB, Compagnie suédoise chargée de la gestion des combustibles et des déchets nucléaires.

Le Secrétariat scientifique de la Commission Nationale d'Évaluation  
est assuré par **Remi Portal**

### **Commission Nationale d'Évaluation**

Tour Mirabeau - 15<sup>ème</sup> étage  
39-43 Quai André Citroën  
75015 PARIS

☎ : 01 40 58 89 05  
Fax : 01 40 58 89 38



## Annexe 2

### **Schémas des procédés de séparation poussée étudiés par le CEA présentés à la Commission en 2001-2002**

Il y a toujours quatre solutions, ou plus, à considérer : la solution initiale où se trouvent les éléments que l'on souhaite séparer (et qui en contient beaucoup d'autres), la solution que l'on prépare à partir de celle-ci (phase aqueuse) qui sera opposée à la solution organique d'extraction et la solution de retour où se trouvent les éléments séparés. Les solutions de lavage servent à extraire en retour des éléments gênants extraits en même temps que les éléments à séparer.

L'enchaînement des procédés est PUREX - DIAMEX - SANEX - SESAME avec en parallèle CALIXARENE. SANEX peut être remplacé par PALADIN. SESAME peut être remplacé par une séparation Am/Cm sans oxydation de Am

<b>DIAMEX</b>			
Solution initiale	Phase aqueuse	Phase organique	Solution de retour
HNO <sub>3</sub> , 3 M PF Ln Am Cm	HNO <sub>3</sub> , 3 M Acide oxalique, 0,1 M HEDTA, 0,01 M PF Ln Am Cm	DMDOHEMA, 0,65 M TPH	HNO <sub>3</sub> , 0,1 à 1 M Ln Am Cm

<b>SANEX forte acidité</b>			
Solution initiale	Phase aqueuse	Phase organique	Solution de retour
HNO <sub>3</sub> , 0,1 à 1 M Ln Am Cm	HNO <sub>3</sub> , 0,5 à 1 M Ln Am Cm	Iso Pr BTP, 0,01 M DMDOHEMA, 0,65 M n-octanol	Acide glycolique, 0,3 M, pH 4 Am Cm
		Solution de lavage	
		HNO <sub>3</sub> , 1 M Ln	

<b>SANEX faible acidité</b>			
Solution initiale	Phase aqueuse	Phase organique	Solution de retour
HNO <sub>3</sub> , 0,1 à 1 M Ln Am Cm	Acide glycolique, 0,07 M, pH 3,7 NO <sub>3</sub> Na, 0,5M Ln Am Cm	TMHADTP, 0,04 M Acide octanoïque, 2 M TPH	Acide glycolique, 0,8 M, pH 3,2 Am Cm
		Solution de lavage	
		HNO <sub>3</sub> , 1 M Ln	



PALADIN version 1			
Solution initiale	Phase aqueuse	Phase organique	Solution de retour
HNO <sub>3</sub> , 3 M PF Ln Am Cm	HNO <sub>3</sub> , 3 M PF Ln Am Cm	DMDOHEMA, 0,5 M HDEHP, 0,3 M TPH	HEDTA, 0,5 M Acide citrique 0,5 M pH 3 Am Cm
		Solutions de lavage	
	HNO <sub>3</sub> 1 M Ln	HNO <sub>3</sub> 1 M Acide oxalique 0,8 M Zr, Fe	TMAOH 1 M Acide citrique 0,5M Mo, Pd, Ru

PALADIN version 2			
Solution initiale	Phase aqueuse	Phase organique	Solution de retour
HNO <sub>3</sub> , 3 M PF Ln Am Cm	HNO <sub>3</sub> , 3 M Acide oxalique 0,1 M HEDTA, 0,01 M PF Ln Am Cm	DMDOHEMA, 0,5 M HDMBP, 0,3 M TPH	HEDTA, 0,5 M Acide citrique 0,5 M pH 3 Am Cm

SESAME			
Solutions initiales	Phase aqueuse	Phase organique	Solutions de retour
Acide glycolique, 0,3 M, pH 4 Am Cm	HNO <sub>3</sub> , 5 M PWO 0,001 M Ag <sup>+</sup> , 0,005 Electrolyse	TBP 1,6 M TPH Am(VI)	HNO <sub>3</sub> , 0,1 M H <sub>2</sub> O <sub>2</sub> , 0,5 M Am (III)
HEDTA, 0,5 M Acide citrique 0,5 M pH 3 Am Cm	Am(VI) Cm (III)		HNO <sub>3</sub> , 5 M Cm

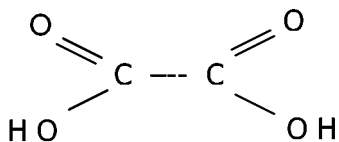
Séparation de Am et de Cm sans oxydation			
Solution initiale	Phase aqueuse	Phase organique	Solutions de retour
Acide glycolique, 0,3 M, pH 4 Am Cm	HNO <sub>3</sub> , 2,5 M Am Cm	DMDOHEMA, 0,65 M TPH	HNO <sub>3</sub> , 0,2 M Am
HEDTA, 0,5 M Acide citrique 0,5 M pH 3 Am Cm		ou Calixarènes gréffées CMPO et amides	HNO <sub>3</sub> , 2,5 M Cm

CALIXARENE			
Solution initiale	Phase aqueuse	Phase organique	Solutions de retour
HNO <sub>3</sub> , 3 M PF Ln Am Cm Cs	HNO <sub>3</sub> , 4M Acide oxalique, 0,2 M PF Ln Am Cm Cs	Calix R14, 0,1 M A8, 1 M TPH ou Calixoctyl, 0,06 M TBP, 1,5 M TPH	HNO <sub>3</sub> , 0,05 M Cs

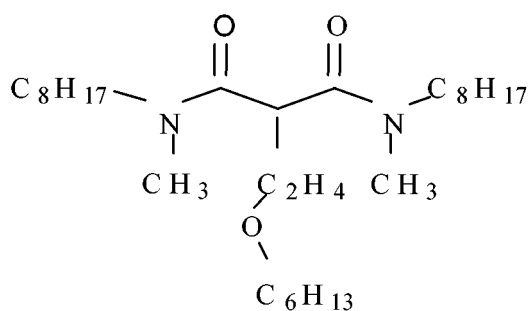
## FORMULES DES RÉACTIFS

**HNO<sub>3</sub>** : Acide nitrique

Acide oxalique : OHOC - COOH

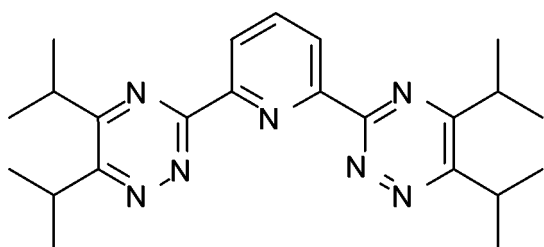


**DMDOHEMA** : diméthyl dioctyl hexa éthoxy diamide



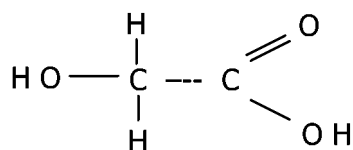
**TPH** : tetrapropylène hydrogéné Mélange de carbure aliphatiques en C12

**iso Pr BTP** : isopropyl bistriazine pyridine

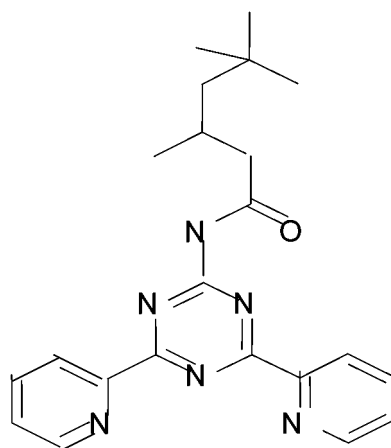


**Octanol** : C<sub>7</sub>H<sub>15</sub> CHO

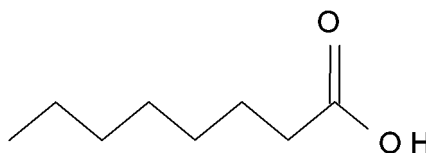
**Acide Glycolique** : OHCH<sub>2</sub>COOH



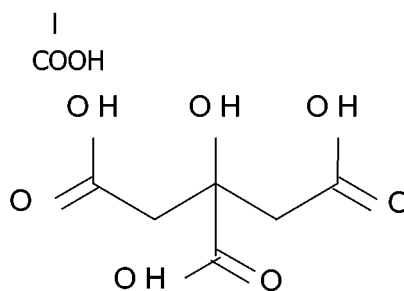
**TMHADPTZ** - Trimethyl hexanoyle amino dipyridine triazine



**Acide octanoïque** : C<sub>7</sub>H<sub>15</sub> COOH

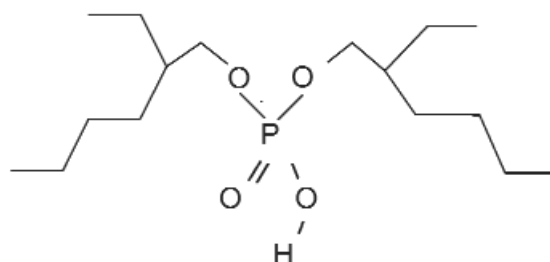


**Acide citrique** : OHOC - C(OH)<sub>2</sub> - CH - CH<sub>2</sub> - COOH

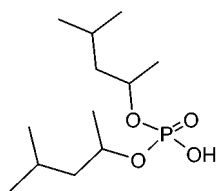


**T MAOH triméthylamine** : (CH<sub>3</sub>)<sub>3</sub> N OH

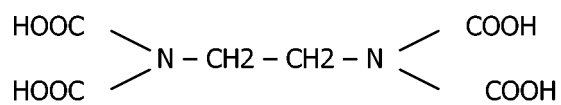
**HDEHP** : acide bis di(2-éthyl) hexyl phosphorique



**HDMBP** : acide bis (1, 3-diméthyl)butyl phosphorique



**HEDTA** : acide hexaéthylènediamide tétra acétique

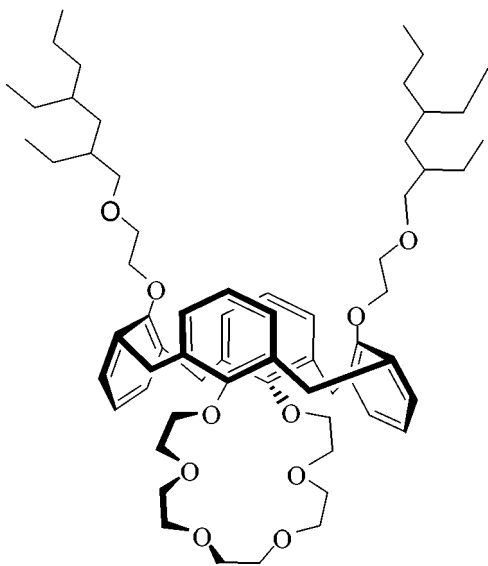


**WO** :  $P_2 W_{17} O_{61}^{10-}$

**TBP** : Tributylphosphate ( $C_4H_9O$ )<sub>3</sub>P=O

**H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>** : peroxyde d'hydrogène (eau oxygénée)

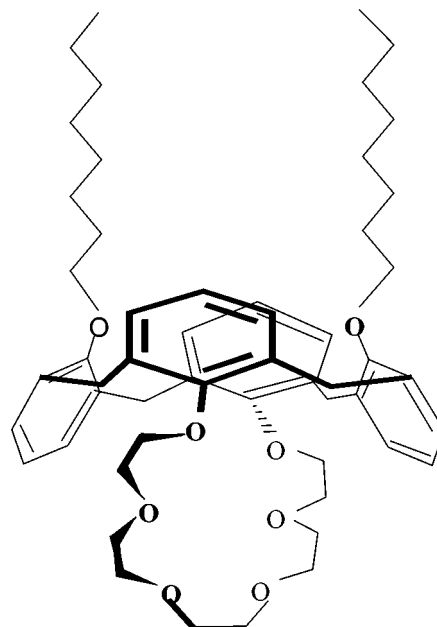
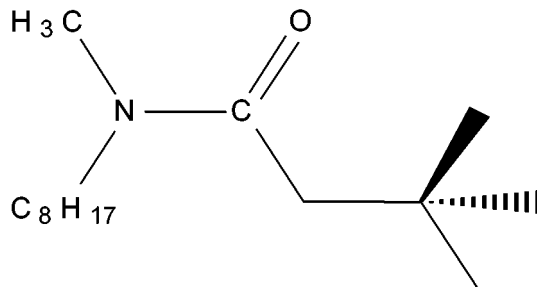
**Calix R 14** :



**A8** : amide

Methyl octyl diméthyl butanamide

alixoctyl  $O(CH_2)_2OC_7H_{12}(CH_2CH_3)_2(C_6H_4)_4C_{10}H_{20}O_6$



### Annexe 3

## **Formules chimiques possibles et retenues de composés minéraux considérés dans les études sur les matrices de conditionnement et les cibles d'irradiation\***

#### **OXYDES**

Zirconolite Ca Zr Ti <sub>2</sub> O <sub>7</sub>	1- Ca <sub>(1-x)</sub> An <sup>3+</sup> <sub>x</sub> Zr Ti <sub>(2-x)</sub> Al <sub>x</sub> O <sub>7</sub>  2- Ca <sub>(1-y)</sub> An <sup>4+</sup> <sub>y</sub> Zr Ti <sub>(2-2y)</sub> Al <sub>2y</sub> O <sub>7</sub>  3- Ca <sub>(1-x-y)</sub> An <sup>3+</sup> <sub>x</sub> An <sup>4+</sup> <sub>y</sub> Zr Ti <sub>(2-x-2y)</sub> Al <sub>x+2y</sub> O <sub>7</sub>  4- Ca <sub>(1-x)</sub> An <sup>3+</sup> <sub>(x+z)</sub> Zr Ti <sub>(2-x)</sub> Al <sub>x-z</sub> O <sub>7</sub>  5- Ca <sub>(1-x-y)</sub> An <sup>3+</sup> <sub>(y+t)</sub> Zr <sub>(1-t)</sub> Ti <sub>(2-2y)</sub> Al <sub>2y</sub> O <sub>7</sub>  6- Ca <sub>(1-x-y)</sub> An <sup>3+</sup> <sub>(x+z)</sub> An <sup>4+</sup> <sub>(y+t)</sub> Zr <sub>(1-t)</sub> Ti <sub>(2-x-2y)</sub> Al <sub>(x+2y-z)</sub> O <sub>7</sub>	Ca <sup>2+</sup> remplacé par An <sup>3+</sup> et Ti <sup>4+</sup> remplacé par Al <sup>3+</sup>  Ca <sup>2+</sup> remplacé par An <sup>4+</sup> et Ti <sup>4+</sup> remplacé par Al <sup>3+</sup>  Ca <sup>2+</sup> remplacé par An <sup>3+</sup> et An <sup>4+</sup> et Ti <sup>4+</sup> remplacé par Al <sup>3+</sup>  Ca <sup>2+</sup> et Al <sup>3+</sup> remplacés par An <sup>3+</sup> et Ti <sup>4+</sup> remplacé par Al <sup>3+</sup>  Ca <sup>2+</sup> et Zr <sup>4+</sup> remplacés par An <sup>4+</sup> et Ti <sup>4+</sup> remplacé par Al <sup>3+</sup>  Ca <sup>2+</sup> , Al <sup>3+</sup> et Zr <sup>4+</sup> remplacés par An <sup>3+</sup> et An <sup>4+</sup> et Ti <sup>4+</sup> remplacé par Al <sup>3+</sup>
	6 est la formule la plus générale. Si x=y=z=t=0 on obtient CsZrTi <sub>2</sub> O <sub>7</sub> . Pour diverses valeurs des indices on trouve les différents pôles.  x y z t 0 0 0 0 Ca Zr Ti <sub>2</sub> O <sub>7</sub> , titanate 0 0 0 1 Ca An <sup>4+</sup> Ti <sub>2</sub> O <sub>7</sub> , titanate 1 0 1 0 An <sup>3+</sup> <sub>2</sub> Zr Ti <sub>2</sub> O <sub>7</sub> , titanate 1 0 1 1 An <sup>3+</sup> <sub>2</sub> An <sup>4+</sup> Ti O <sub>7</sub> , titanate 0 1 0 0 An <sup>4+</sup> Zr Al <sub>2</sub> O <sub>7</sub> , aluminate 0 1 2 0 An <sup>3+</sup> <sub>2</sub> An <sup>4+</sup> Zr O <sub>7</sub> , zirconate	
Hollandite Ba Al <sub>2</sub> Ti <sub>6</sub> O <sub>16</sub>	Ba Cs <sub>x</sub> Al <sub>(2+x)</sub> Ti <sub>(6-x)</sub> O <sub>16</sub>  2- Ba Cs <sub>x</sub> Fe <sub>y</sub> Al <sub>(2+x-y)</sub> Ti <sub>(6-x)</sub> O <sub>16</sub>	Ti <sup>4+</sup> remplacé par Cs <sup>+</sup> Ti <sup>4+</sup> remplacé par Al <sup>3+</sup>  Ti <sup>4+</sup> remplacé par Cs <sup>+</sup> Al <sup>3+</sup> remplacé par Fe <sup>3+</sup> Ti <sup>4+</sup> remplacé par Al <sup>3+</sup>
Dioxyde de titane Ti O <sub>2</sub>	Ti <sub>(1-x)</sub> An <sup>4+</sup> <sub>x</sub> O <sub>2</sub>	Ti <sup>4+</sup> remplacé par An <sup>4+</sup>
Perovskite Ca Ti O <sub>3</sub>	Ca Ti <sub>x</sub> Re <sub>x</sub> O <sub>3</sub>	Ti <sup>4+</sup> remplacé par Re <sup>4+</sup>
Spinelle Mg <sub>2</sub> Ti O <sub>4</sub>	Mg <sub>2</sub> Ti <sub>(1-x)</sub> Re <sub>x</sub> O <sub>4</sub>	Ti <sup>4+</sup> remplacé par Re <sup>4+</sup>

\* N.B. : An est le symbole générique de tout élément de la famille des actinides

## PHOSPHATES

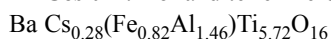
Apatite $\text{Ca}_{10}(\text{PO}_4)_6\text{F}_2$	1- $\text{Ca}_{(10-x)}\text{An}^{3+}_x(\text{PO}_4)_{(6-x)}(\text{SiO}_4)_x\text{F}_2$	$\text{Ca}^{2+}$ remplacé par $\text{An}^{3+}$ et $\text{PO}_4^{3-}$ remplacé par $\text{SiO}_4^{4-}$
	2- $\text{Ca}_{(10-y)}\text{An}^{4+}_y(\text{PO}_4)_{(6-2y)}(\text{SiO}_4)_{2y}\text{F}_2$	$\text{Ca}^{2+}$ remplacé par $\text{An}^{4+}$ et $\text{PO}_4^{3-}$ remplacé par $\text{SiO}_4^{4-}$
	3- $\text{Ca}_{(10-x-y)}\text{An}^{3+}_x\text{An}^{4+}_y(\text{PO}_4)_{(6-x-2y)}(\text{SiO}_4)_{x+2y}\text{F}_2$	$\text{Ca}^{2+}$ remplacé par $\text{An}^{3+}$ et $\text{An}^{4+}$ et $\text{PO}_4^{3-}$ remplacé par $\text{SiO}_4^{4-}$
	4- $\text{Ca}_{(10-x)}\text{Pb}_x(\text{PO}_4)_{6(1-z)}(\text{VO}_4)_{6z}\text{F}_{2-t}\text{I}_t$	$\text{Ca}^{2+}$ remplacés par $\text{Pb}^{2+}$ $\text{PO}_4^{3-}$ remplacé par $\text{VO}_4^{3-}$ $\text{F}^-$ remplacé par $\text{I}^-$
5- $\text{Ca}_{(10-zt)}\text{Cs}_t\text{Nd}_t(\text{PO}_4)_6\text{F}_2$	$\text{Ca}^{2+}$ remplacé par $\text{Cs}^+$ et $\text{Nd}^{3+}$	
3 est la formule la plus générale pour la substitution des actinides. Si $x=y=0$ on a $\text{Ca}_{10}(\text{PO}_4)_6\text{F}_2$ et si $x=1$ $y=0$ ou $\text{Ca}_9\text{An}^{3+}(\text{PO}_4)_5(\text{SiO}_4)\text{F}_2$ qui a la même formule que la britholite $\text{Ca}_9\text{Nd}(\text{PO}_4)_5(\text{SiO}_4)\text{F}_2$ dans laquelle Nd peut être substitué par $\text{An}^{3+}$ . Pour toutes les valeurs de x et y entières vérifiant $x + 2y = 6$ on a les pôles silicatés. Pour toutes les valeurs de x et y entières vérifiant $x + 2y < 6$ on a tous les silicophosphates.		
4 est la formule la plus générale pour la substitution de $\text{PO}_4^{3-}$ par $\text{VO}_4^{3-}$ . Pour $t=2$ $Z=1$ on a les pôles vanadate $(\text{Ca}_{(10-x)}\text{Pb}_x(\text{VO}_4)_6\text{I}_2)$ .		
Britholite $\text{Ca}_9\text{Nd}(\text{PO}_4)_5(\text{SiO}_4)\text{F}_2$	$\text{Ca}_{(9-x)}\text{Nd}_{(1+x)}\text{Cs}_x(\text{PO}_4)_5(\text{SiO}_4)\text{F}_2$	$\text{Ca}^{2+}$ remplacé par $\text{Cs}^+$ et $\text{Nd}^{3+}$
Monazite $\text{LaPO}_4$	$\text{La}_{1-x}\text{An}^{3+}\text{PO}_4$	$\text{La}^{3+}$ remplacé par $\text{An}^{3+}$
Brabandite $\text{CaTh}(\text{PO}_4)_2$	$\text{Ca}_{2(1-x)}\text{An}_x^{4+}\text{Th}_2(\text{PO}_4)_4$	$\text{Ca}^{2+}$ remplacé par $\text{An}^{4+}$
	$\text{CaAn}_y^{4+}\text{Th}_{1-x}(\text{PO}_4)_2$	$\text{Th}^{4+}$ remplacé par $\text{An}^{4+}$
	$\text{Ca}_{2(2-x)}\text{An}_{(x-2y)}^{4+}\text{Th}_{2(2-x)}(\text{PO}_4)_8$	$\text{Ca}^{2+}$ et $\text{Th}^{4+}$ remplacés par $\text{An}^{4+}$
	$\text{CaTh}_{(1-z)}\text{Cs}_z\text{An}_z^{3+}(\text{PO}_4)_2$	$\text{Th}^{4+}$ remplacé par $\text{Cs}^+$ et $\text{An}^{3+}$
Rhabdophane $\text{CaCsNd}(\text{PO}_4)_2$	$\text{Th}_{4-x}\text{An}_x^{4+}(\text{PO}_4)_4(\text{P}_2\text{O}_7)$	$\text{Th}^{4+}$ remplacé par $\text{An}^{3+}$ et $\text{M}^+$
PDT $\text{Th}_4(\text{PO}_4)_4(\text{P}_2\text{O}_7)$	$\text{Th}_{4-x}\text{An}_x^{3+}\text{M}_x^+(\text{PO}_4)_4(\text{P}_2\text{O}_7)$	$\text{Th}^{4+}$ remplacé par $\text{An}^{4+}$
Phosphate de césium et de thorium $\text{CsTh}_2(\text{PO}_4)_3$	Composé défini	Pas de remplacement

## **MATRICE DE CONDITIONNEMENT ACTUELLEMENT ÉTUDIÉE ET ÉNERGIE D'ACTIVATION**

Lorsqu'il ne s'agit pas de formules à coefficients entiers les formules des composés minéraux doivent être lues, sauf exception de solutions solides, comme des formules de minéraux naturels. Plus l'énergie d'activation  $E_a$  (kcal/mol<sup>-1</sup>) est élevée, plus l'altération de la matrice est sensible à une augmentation de la température.

**1 - Iode.** Composite apatite/vanadate de plomb (II) :  $Pb_{10}(VO_4)_{4,8}(PO_4)_{1,2}I_2/Pb_3(VO_4)_{1,6}(PO_4)_{0,4}$ ,  $E_a = 37$

**2 - Césium.** Hollandite ferrifère :



Tri-orthophosphate de césium (I) et di-thorium (IV) :  $CsTh_2(PO_4)_3$

Di-orthophosphate de césium (II) de calcium (II) et Nd (III) :  $Ca Cs Nd(PO_4)_2$

**3 - Technétium.** Alliage métallique où Re est l'homologue de Tc :  $Nb_{0,88}Re_{0,12}$

**4 - Actinides.**

*Zirconolite* :  $Ca_{0,8}Nd_{0,2}ZrTi_{1,8}Al_{0,2}O_7$ ,  $E_a = 20$  pour V(0) ou V(t),  $Ca_{0,8}Nd_{0,1}Ce_{0,1}Zr_{0,94}La_{0,03}Cr_{0,03}Ti_{1,86}Al_{0,14}O_7$  (étudiés par le CEA),  $Ca_{0,8}Pu_{0,2}NdTi_{1,6}Al_{0,4}O_7$  (étudié par l'Ansto).

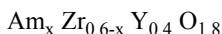
*Britholite* :  $Ca_9Nd_{1-x}An_x(PO_4)_5(SiO_4)F_2$ ,  $E_a = 15$ .

*PDT* : Solution solide de An(IV) dans le tetra-orthophosphate mono-pyrophosphate de Th(IV) :  $Th_{1-x}An_x(PO_4)_4P_2O_7$ ,  $E_a = 40$ .

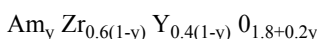
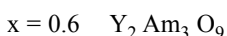
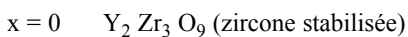
*Monazite* :  $La_{0,76}Nd_{0,06}Gd_{0,10}Ca_{0,04}Th_{0,04}PO_4$ ,  $E_a \sim 45$

## **COMPOSÉS POUR CIBLES DE TRANSMUTATION**

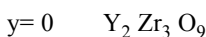
**1 - Oxyde de zirconium stabilisé/dioxyde d'américium**



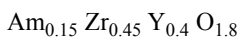
Zr<sup>4+</sup> remplacé par Am<sup>4+</sup> dans la zirconne stabilisée



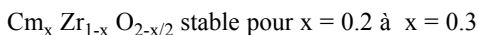
Z<sup>4+</sup> et Y<sup>3+</sup> remplacés par Am<sup>4+</sup> dans la zirconne stabilisée, apport de O<sub>2</sub>



Composé retenu pour les études :  $x = 0.15$



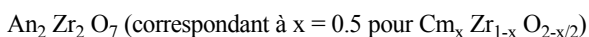
**2 - Oxyde de zirconium/oxyde de curium**



Zr<sup>4+</sup> remplacé par Cm<sup>3+</sup> dans la zirconne, élimination de O<sub>2</sub>



**3 - Pyrochlore d'actinides trivalents**





## **Annexe 4**

# **Compte rendu de la mission de la Commission Nationale d'Évaluation aux États-Unis du 11 au 19 octobre 2001**

### **1. OBJECTIFS DE LA MISSION**

Une délégation de huit membres de la Commission, assistée du Secrétaire scientifique, s'est rendue aux États-Unis d'Amérique, du 11 au 19 octobre 2001, pour prendre connaissance de l'état des recherches et des réalisations dans le domaine de la gestion des déchets radioactifs.

En raison de l'ampleur des programmes de recherches entrepris par les États-Unis, la Commission a concentré son attention sur deux programmes importants en relation avec les axes de recherches définis par la loi de 1991 :

- projet de dépôt souterrain de combustible nucléaire usé et de déchets radioactifs de haute activité, à Yucca Mountain (Nevada), en s'attachant plus particulièrement aux fondements et aux moyens de l'étude d'évaluation des performances de confinement du dépôt ;
- projet AAA – Advanced Accelerator Application, - pour l'étude des procédés de séparation et de transmutation.

La délégation a par ailleurs visité le dépôt géologique souterrain de déchets de moyenne activité, à vie longue, mis en service industriel en 1999 près de Carlsbad (Nouveau-Mexique) : WIPP - Waste Isolation Pilot Plant (cf. rapport n° 6 de la CNE).

La Commission a d'abord pris connaissance des termes généraux des projets, en rencontrant des responsables du secrétariat à l'énergie du gouvernement fédéral (Department of Energy - DOE), et des modalités d'évaluation des recherches par l'organisme américain homologue à la CNE (Nuclear Waste Technical Review Board - NWTRB). La Commission s'est ensuite rendue dans les laboratoires nationaux concernant l'exécution des deux principaux programmes de recherche cités, pour se réunir avec les scientifiques concourant à leur exécution.

Ces rencontres avaient été précédées d'un travail préparatoire d'information sur les résultats acquis par les scientifiques américains, et d'expression des principales questions auxquelles la Commission souhaitait avoir réponse.

Les interlocuteurs de la Commission se sont attachés à donner réponse à toutes ses questions.

### **2. CONTEXTE GÉNÉRAL, LÉGAL ET RÉGLEMENTAIRE**

La production d'électricité d'origine nucléaire aux États-Unis s'élève annuellement à environ 760 TWh (France : 400 TWh). Elle est générée par un parc de 104 réacteurs d'une puissance installée de 98 GW<sub>el</sub> (France : 58 réacteurs, 62 GW<sub>el</sub>).

Aux États-Unis, le combustible nucléaire n'est pas retraité, chaque exploitant de centrale faisant son affaire de son entreposage dans l'attente de la reprise de ce combustible par l'Etat Fédéral, ainsi qu'en dispose la loi dite « loi de 1982 sur les déchets nucléaires », amendée en 1987 et 1988.

La loi de 1982, amendée, prescrit l'étude de la faisabilité du stockage du combustible irradié dans un dépôt géologique souterrain sur le site de Yucca Mountain (Nevada) : il appartient au Secrétaire à l'Énergie, puis au Président, de recommander, ou non, la création d'un dépôt après étude : le Congrès des États-Unis peut s'opposer, le cas échéant, à cette recommandation. L'étude du site ayant suffisamment progressé, il est prévu que le Secrétaire à l'énergie se prononce au plus tard au début de l'année 2002\*.

Entretiens, l'Exécutif Fédéral, sur proposition de l'Agence pour la protection de l'environnement, a adopté, en 2001, des normes de protection de l'environnement et de la santé du public, qui seraient applicables au dépôt de Yucca Mountain s'il était décidé de le réaliser. De plus, des critères d'évaluation de la convenance du site au stockage ont été proposés.

Par ailleurs, des recherches sont engagées aux États-Unis sur les réacteurs nucléaires du futur et les systèmes nouveaux de traitement des déchets radioactifs : procédés de séparation et de transmutation, notamment au moyen de réacteurs sous-critiques couplés à des accélérateurs de protons.

\* Au moment où ce rapport est mis sous presse, le Président des États-Unis a recommandé la création du dépôt. L'Etat du Nevada s'est opposé à cette décision, mais le Congrès a surmonté cette opposition.



Le Congrès a décidé de financer ces recherches, pour l'année fiscale 2002 qui commence le 1<sup>er</sup> octobre 2001, à hauteur de :

- 375 millions de dollars, le projet Yucca Mountain (cf. paragraphe 3), fixant au 28 février 2002 la date limite pour la décision de recommander, ou non, la création d'un dépôt ;
- 50 millions de dollars, le projet AAA – Advanced Accelerator Application pour l'étude des procédés de séparation et de transmutation (cf. paragraphe 4), et quelques projets connexes ;
- 32 millions de dollars, le programme « Nuclear Energy Research Initiative », destiné à financer sur appel d'offres des actions de R & D proposées par l'ensemble des acteurs de la recherche.
- 12 millions de dollars, le programme « Nuclear Energy Technology », couvrant notamment les études de définition de concepts avancés de réacteurs.

Ces trois dernières lignes budgétaires en net accroissement par rapport à l'exercice antérieur, expriment une volonté commune au législateur et au pouvoir exécutif d'intensifier les recherches sur les moyens futurs de développement de la production d'énergie d'origine nucléaire et du traitement des déchets radioactifs. Ces recherches répondent partiellement au besoin d'anticiper sur les besoins futurs de création de moyens de production supplémentaires et de remplacement, qui pourraient s'élever globalement à 400 GW<sub>el</sub> au cours des vingt prochaines années.

### **3. LE PROJET YUCCA MOUNTAIN**

Le premier forage de reconnaissance sur le site de Yucca Mountain remonte à 1978, quatre années avant l'adaptation par le Congrès de la loi sur les déchets nucléaires. Après que trois sites de stockage eurent été sélectionnés, et suite à un amendement à la loi, en 1987, seul fut retenu le site de Yucca Mountain pour des études approfondies.

La construction d'un laboratoire souterrain commença en 1993, et une première évaluation de faisabilité de la création d'un dépôt géologique pour le stockage d'au moins 70 000 tonnes de combustible usé fut faite en 1998.

Les investigations *in situ* et les études ont suffisamment progressé pour que le secrétariat à l'énergie du gouvernement fédéral, responsable des recherches, ait pu, en 2001, publier un rapport scientifique et d'ingénierie, ainsi qu'une évaluation d'impact sur l'environnement, et une évaluation préliminaire de la convenance du dépôt.

Ces rapports finaux sont soumis à examen par le Comité de révision (NWTRB), par l'Autorité de sûreté (Nuclear Regulatory Commission - Advisory Committee on Nuclear Waste) et par le public.

La consultation du public précède immédiatement la décision du secrétaire à l'énergie de recommander, ou non le site de Yucca Mountain au Président des Etats-Unis, qui peut soumettre cette recommandation au Congrès. Le Comité de révision exprime alors son avis sur cette recommandation.

Le concept de stockage proposé par le DOE consiste à stocker le combustible usé (et d'autres déchets de haute activité), conditionné dans des conteneurs à double enveloppe\*, dans environ 60 km de galeries creusées dans le tuf. Les conteneurs seraient protégés d'éventuels suintements d'eau ou chutes de roche par un tablier en titane.

Les galeries seraient foncées à environ 300 m au-dessus de l'aquifère. Les pas d'espacement des colis de déchets et des galeries, et la durée d'entreposage préalable avec évacuation partielle de la puissance par ventilation des galeries, seraient définis ultérieurement, selon qu'il serait décidé :

- de maintenir les colis à une température suffisamment élevée pour que tout risque de suintement d'eau dans les galeries fût exclu pendant 10 000 ans (concept « haute température ») ;
- ou au contraire d'abaisser la température dans la roche au voisinage des colis au-dessous du point d'ébullition (concept « basse température »).

Le fonctionnement du dépôt étudié est, dans tous les cas, complexe : mouvements convectifs d'eau et de vapeur, dépôt de sels,...

Le milieu naturel choisi présente des caractéristiques très particulières : tuf volcanique, à double porosité ; milieu oxydant ; salinité élevée des eaux ; sismicité notable ; risque d'intrusion magmatique non négligeable... Le concept proposé permet d'assurer la réversibilité du dépôt.

Le secrétariat à l'énergie insiste beaucoup sur la flexibilité du concept de stockage proposé : la capacité du dépôt peut être accrue, pour s'adapter à une plus grande quantité de combustible usé, correspondant à une plus longue durée de service des réacteurs nucléaires, et pour tenir compte des connaissances scientifiques nouvelles qui pourraient être recueillies avant sa réalisation.

Le coût des études de recherches effectuées jusqu'à présent s'élève à un peu plus de 4 milliards de dollars, le budget annuel au cours des dernières années s'étant élevé à environ 400 millions de dollars.

Une présentation de certaines recherches effectuées dans le cadre du projet, et de l'évaluation du comportement du système global du dépôt géologique envisagé est donné au paragraphe 6.

\* Enveloppe interne en acier inoxydable de type 316 ; enveloppe externe en alliage 22.

#### **4. L'ÉVALUATION DU PROJET YUCCA MOUNTAIN PAR LE COMITÉ DE RÉVISION TECHNIQUE (NUCLEAR WASTE TECHNICAL REVIEW BOARD - NWTRB)**

Le NWTRB a été créé par l'amendement de 1987 à la loi sur les déchets nucléaires civils de 1982. Il évalue le travail effectué par le secrétariat à l'énergie (DOE) en exécution de la loi, c'est-à-dire, actuellement, l'ensemble du projet Yucca Mountain. Il émet deux rapports par an, qu'il adresse au Congrès et au Secrétaire à l'énergie, pour exprimer ses conclusions et recommandations.

Il est composé de 11 membres, experts de disciplines variées, désignés pour une durée de quatre années, assistés de personnel scientifique (jusqu'à 10 personnes) et administratifs ; son budget annuel est de l'ordre de 3 millions de dollars. Le NWTRB tient des réunions publiques, généralement au Nevada.

Les questions que le NWTRB considère comme prioritaires sont les suivantes :

- quantification des incertitudes, et des marges de prudence ;
- connaissance des processus de corrosion des conteneurs de déchets ;
- inter-comparaison des concepts « haute température » et « basse température » ;
- recueil des éléments de preuve d'un véritable système de « défense en profondeur ».

La question des incertitudes est, pour le NWTRB, cruciale : elles ne peuvent être évitées, et doivent être évaluées aussi soigneusement que possible. L'effet combiné d'hypothèses tantôt réalistes, tantôt prudentes et parfois optimistes est difficile à apprécier. De plus, les incertitudes sur les principes mêmes de conception du dépôt sont très difficiles à évaluer. Or, les décideurs doivent être à même d'apprécier quel niveau d'incertitude est acceptable : le Secrétariat de l'Énergie, qui a commencé cette quantification, et le NWTRB doivent éclairer le gouvernement et le Congrès sur ce point.

Par ailleurs, on ne dispose que de quelques dizaines d'années d'expérience sur le comportement des alliages « inoxydables » (15 ans seulement pour l'alliage 22), ce qui est bien peu par rapport à la durée de 10 000 ans pendant laquelle la sûreté du dépôt doit être démontrée. Le NWTRB a réuni un séminaire d'experts au mois de juillet pour faire le point sur les processus de corrosion : ils ont posé plus de questions qu'ils n'ont donné de réponses. Il y a manifestement des progrès à faire sur les processus fondamentaux qui peuvent affecter la couche passivée à la surface des alliages.

\* Ce programme est la fusion de deux programmes antérieurs : « transmutation des déchets par accélérateur » (ATW – Accelerator Transmutation of Waste) et « Production de tritium au moyen d'accélérateurs » (APT). Cette deuxième composante a entretemps disparu, consécutivement à de nouvelles orientations de ce programme militaire.

C'est à la demande du NWTRB que le DOE a étudié un concept « basse température » en solution de remplacement au concept « haute température » dont la modélisation est extrêmement difficile, notamment en raison du fait que les effets « couplés » thermiques, hydrologiques, mécaniques et chimiques sont accentués par l'augmentation de la température et aussi parce que les processus de corrosion sont fortement accélérés à température élevée.

Toutefois, le DOE s'est arrêté en chemin dans son étude et n'a pas, à ce jour, effectué une comparaison différentielle directe et précise des deux concepts, remettant des choix précis à plus tard.

De façon générale, grande est la tentation de reporter la justification finale de certains choix à une étape ultérieure de la réalisation.

On notera enfin que, en dépit d'une « revue par les pairs » du programme de modélisation de la biosphère, qui a abouti à des conclusions plutôt favorables, le DOE doit encore prendre en considération de nombreuses recommandations qui ont pu être exprimées par les experts, notamment pour tenir compte de facteurs locaux particuliers.

#### **5. PROGRAMME « APPLICATIONS AVANCÉES DES ACCÉLÉRATEURS (AAA – ADVANCED ACCELERATOR APPLICATIONS)\***

Le programme AAA a pour objectif le développement de la technologie de base pour la transmutation des radionucléides à vie longue, et la démonstration de sa viabilité pour la gestion à long terme des déchets.

Un système hybride de transmutation comporte un accélérateur à protons ; le faisceau de protons heurte une cible où se produisent des réactions de spallation : destruction de noyaux avec forte émission de neutrons de haute énergie. Ces neutrons sont introduits dans un réacteur sous-critique contenant des matériaux fissiles, notamment des actinides mineurs, et d'autres radionucléides à vie longue. Ces radionucléides sont transmutés au sein du réacteur sous-critique.

L'objectif expérimental central de ce projet est la réalisation dans un délai de dix ans, sur un site restant à choisir, d'une installation pilote : « Accelerator-Driven Test Facility » (ADTF), comportant accélérateur, source de spallation et réseau multiplicateur sous-critique. Il n'est pas certain que les moyens financiers actuellement impartis au projet permettent d'envisager la réalisation de l'ADTF à bref délai. Mais deux importants moyens expérimentaux sont dès à présent disponibles :

- tête d'accélérateur linéaire, servant à la mise au point des équipements de base d'un accélérateur (cavités accélératrices, dispositifs de focalisation du faisceau...);

- boucle d'essais de matériaux, qui sera utilisée afin d'évaluer la faisabilité d'utilisation de l'eutectique plomb-bismuth pour la réalisation d'une cible de spallation.

Un système de transmutation comporte aussi un sous-système de séparation : les combustibles des réacteurs nucléaires de toute nature devraient être retraités pour recyclage des transuraniens et de certains produits de fission à vie longue. Une étape de séparation de l'uranium par un procédé hydrométallurgique est envisagée. Le schéma de retraitement correspondant aux voies de développement choisies par le DOE figure ci-dessous.

Les laboratoires nationaux qui contribuent à l'exécution du programme AAA sont principalement :

- Savannah River/Argonne National Laboratory, en charge notamment des recherches relatives aux procédés de séparation, qui ont déjà partiellement été éprouvés au stade du pilote industriel ;
- Los Alamos National Laboratory, où sont implantés les équipements expérimentaux de tête d'accélérateur et la boucle d'essais plomb-bismuth ;
- Brookhaven National Laboratory (données nucléaires).

Le programme AAA, qui s'appuie sur plusieurs laboratoires universitaires et industriels, est par ailleurs largement ouvert aux laboratoires internationaux, spécialement avec le CEA

(expérimentation MUSE, irradiations expérimentales) et avec PSI (Suisse - projet MEGAPIE).

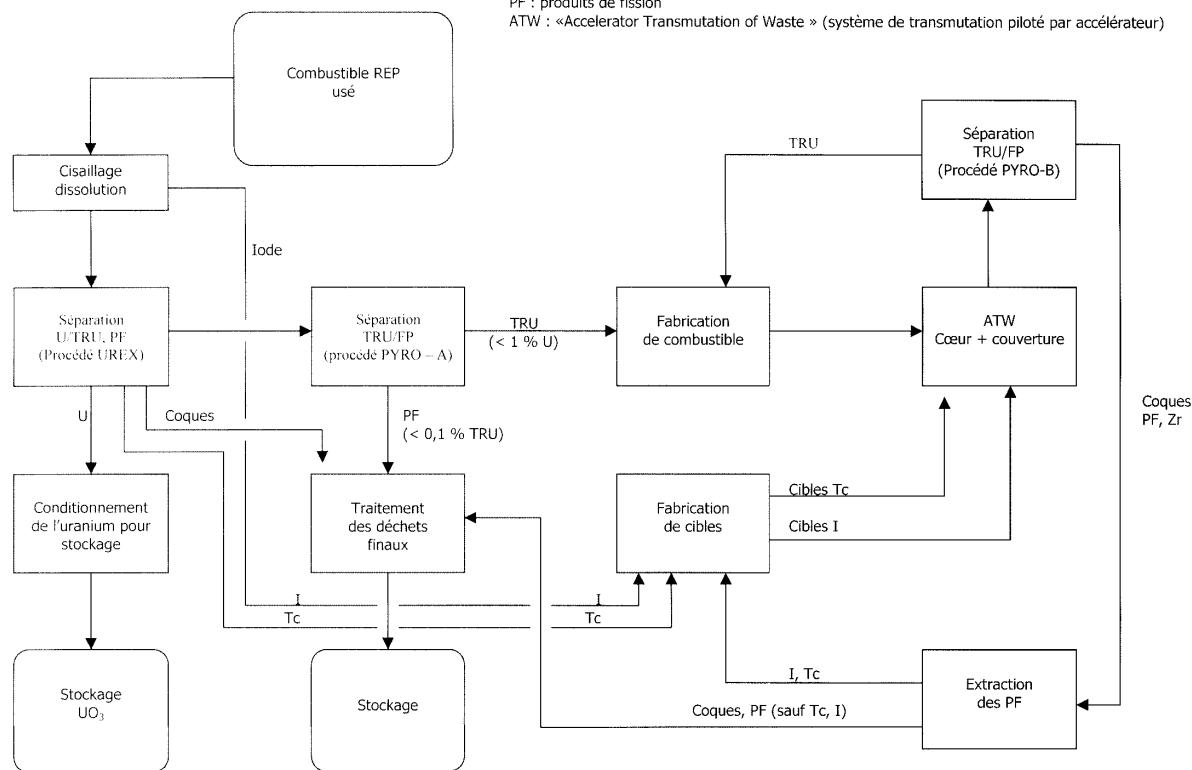
On notera enfin, au terme de cette description générale du projet, que la « carte routière » établie par le DOE en 1999 et dont la CNE a rendu compte dans son rapport n° 6 est en cours de refonte, et sera à nouveau présentée en 2002 au Congrès, pour tracer de nouvelles perspectives d'avenir.

## 6. PROJET YUCCA MOUNTAIN : ÉVALUATION DU COMPORTEMENT DU SYSTÈME GLOBAL (« TOTAL SYSTEM PERFORMANCE ASSESSMENT »)

La réglementation applicable au projet est celle qu'a proposée l'Agence pour la Protection de l'Environnement (EPA)\*, et dont les modalités d'application ont été proposées par l'Autorité de sûreté (NRC)\*\* et par le DOE. Cette réglementation ne peut pas vraiment être résumée ; pour les besoins de l'exposé, on en indique ici les dispositions essentielles, qui exercent une influence directe sur les simulations effectuées :

- aucun individu du public ne doit recevoir de dose effective annuelle supérieure à 150  $\mu\text{Sv}$ , hors les cas d'intrusion humaine, pendant les 10 000 années suivant la fermeture du dépôt ;
- la même limite s'applique en cas d'intrusion humaine (définie comme étant un forage, unique et non rebouché

TRU : éléments transuraniens  
 PF : produits de fission  
 ATW : « Accelerator Transmutation of Waste » (système de transmutation piloté par accélérateur)



\* 40 CFR 197 (juin 2001).

\*\* 10 CFR 63 (final draft, sept. 2001).

spécialement, à travers un colis de déchets, pour puisage d'eau dans l'aquifère sous-jacent), pendant ce même délai, dès lors que les foreurs pourraient ne pas reconnaître leur intrusion ;

- l'activité des radionucléides rejetés par le dépôt dans un « volume représentatif » d'eau souterraine ne doit pas dépasser certains seuils. Les dimensions de ce « volume représentatif » de 3,7 km<sup>3</sup>, défini pour tenir compte de la dilution des radionucléides rejetés, doivent être évaluées par le DOE en tenant compte de certaines contraintes.

L'évaluation du comportement du système global du dépôt géologique est une analyse comportant :

- identification des caractéristiques, des événements et des processus (sauf ceux d'intrusions humaines) et de leurs combinaisons susceptibles d'affecter le système global, en tenant compte de leurs probabilités, durant les 10 000 premières années après la fermeture du dépôt ;
- examen des effets de ces caractéristiques, événements et processus sur le comportement du système ;
- estimation de la dose annuelle efficace engagée pour l'individu (considéré de façon raisonnable comme étant le plus exposé, en tenant compte des incertitudes) causée par les rejets résultant des caractéristiques, des événements et des processus (et de leurs combinaisons), en pondérant par leurs probabilités.

L'évaluation du comportement du système global est faite notamment au moyen d'une simulation numérique reposant sur des modèles fondés sur les connaissances scientifiques acquises au cours des recherches effectuées depuis près de vingt ans, tant en laboratoire de surface qu'en laboratoire souterrain.

Les données hydrologiques sont intégrées dans un modèle régional, en tenant compte des prévisions climatiques. Les écoulements dans le volume étudié (45 km × 30 km × 2,7 km) sont étudiés en trois phases : champ « proche », champ « lointain » (en zone non saturée) et champ « lointain », en zone saturée. Un modèle de la biosphère permet l'évaluation de l'impact sur l'homme.

Le DOE a chargé un contractant principal (Duke Engineering C°) pour réaliser les simulations. Ce contractant a affecté une équipe d'une cinquantaine de personnes (dont 30 ingénieurs) au projet ; cette équipe dispose d'un puissant ordinateur multiprocesseurs.

Les logiciels ont été développés principalement par cinq équipes :

- Los Alamos National Laboratory, qui a développé, depuis 15 ans, un code de transport : FEMH, dont le noyau traite en volumes finis les écoulements tant dans la zone saturée que dans la zone insaturée, en tenant compte notamment de la double porosité de la roche et des équilibres chimiques. Le code contient aussi un modèle particulière utilisable optionnellement. Un module complémentaire particulier

permettra de résoudre l'équation de Navier-Stokes pour l'étude de la phase de refroidissement ventilé, si un tel processus intermédiaire d'évacuation de la puissance devait être mis en œuvre.

- Berkeley National Laboratory, qui a créé le code TOUGH pour les calculs des effets thermiques sur les flux ;
- Lawrence Livermore National Laboratory, dont le code NUFT est utilisé pour la simulation numérique du champ proche, en tenant compte, en particulier, de l'environnement chimique et des effets couplés thermiques-chimiques sur la composition de l'eau en circulation au voisinage des colis de déchets ;
- Pacific North-West-Laboratory, qui a réalisé le code de simulation de la biosphère (GENII) ;
- Golder Associates Inc., entreprise qui a développé un logiciel d'intégration (GOLDSIM) générant des données aléatoires, permettant en particulier d'affecter à l'ensemble des paramètres des modèles des valeurs conformes à des lois de distribution, supposées connues, et aussi de déterminer les conditions aux limites de flux d'eaux météoriques. De plus, Golder a développé un logiciel 1 D (GOLDSIM PLAYER) calé sur les résultats des calculs tridimensionnels complets, permettant, de façon simple, au moyen d'un micro-ordinateur, d'effectuer des simulations supplémentaires avec un jeu de données choisi par l'utilisateur. Ce logiciel est remarquable par ses vertus pédagogiques, et permet aux décideurs de mieux percevoir les incertitudes des simulations.

L'ensemble de ces outils et leur couplage sont le fruit d'un long travail. Les codes de calcul sont en constant perfectionnement, notamment pour mieux tenir compte des données géochimiques. La chaîne de calcul fonctionne désormais complètement : les schémas de maillage comportent quelques centaines de milliers de points, les calculs prédictifs peuvent être effectués jusqu'à un million d'années. La réglementation américaine requiert en effet que le DOE calcule l'impact le plus élevé sur l'homme au-delà même de la période de 10 000 ans pendant laquelle la limite de dose efficace (15 µSv/an) doit être respectée. L'un des objectifs de ces calculs à long terme est de connaître le moment où l'impact sera le plus élevé.

Avec le recul de l'expérience acquise, il apparaît qu'une intégration des équipes chargées du développement de ces outils de calcul aurait vraisemblablement permis de gagner du temps et de réduire les coûts. Mais ceci ne peut être dit qu'*a posteriori*, et les tâtonnements des débuts, qui résultent de la dispersion initiale des experts, ne pouvaient sans doute être complètement évités.

## **7. PROJET AAA : ACQUIS ET PERSPECTIVES**

Le DOE a préparé, à la demande du Congrès des États-Unis, une « carte routière » (*roadmap*) du développement de la technologie de transmutation des déchets radioactifs par système comportant un accélérateur (dit aussi : système hybride). Les grandes orientations de ce rapport au

Congrès ont été présentées par la CNE dans son 6<sup>ème</sup> rapport annuel (pp. 139-141). La révision de ce document d'orientation est en cours.

Le développement des combustibles spéciaux pour les systèmes hybrides : combustibles à teneur en américium élevée et à haut taux de combustion, est, pour l'équipe du projet AAA, le défi le plus difficile à relever. Quatre voies principales sont explorées :

- combustibles oxydes mixtes (voie déjà bien explorée) ;
- combustibles nitrures (où les scientifiques japonais sont déjà engagés) ;
- combustibles zirconium/actinides ;
- combustibles à particules enrobées.

Il n'est pas possible dès à présent de distinguer la voie la plus prometteuse, et les recherches doivent donc se poursuivre sur ces quatre voies, alors que le délai de développement est très long et qu'il faut impérativement effectuer des irradiations expérimentales.

L'accélérateur expérimental à basse énergie (LEDA -Low Energy Demonstration Accelerator), que la Commission a pu visiter à Los Alamos, comporte un injecteur de protons de 75 keV, 110 mA, une section accélératrice à quadripôle radiofréquence, portant à 6,7 MeV l'énergie des protons. Cet accélérateur est complété par un réseau de 52 quadripôles-aimants pour le réglage de la focalisation du faisceau, et d'un appareillage de mesure du halo. L'installation permet de confronter les profils de faisceau mesurés aux prévisions faites au moyen des outils de simulation, pour ajuster ceux-ci, si nécessaire. Cette étape expérimentale venait de se terminer.

Par ailleurs, le laboratoire de Los Alamos a fabriqué, dans ses ateliers, des cavités accélératrices supraconductrices nécessaires à la réalisation d'une section accélératrice supplémentaire : les performances de ces cavités sont entièrement satisfaisantes.

La Commission a pu visiter la boucle d'essais de matériaux, prête à entrer en service, pour l'évaluation de l'eutectique plomb-bismuth comme cible de spallation. Les propriétés mécaniques et de résistance à la corrosion (jusqu'à 150 °C) des matériaux susceptibles de servir à la réalisation d'une cible y seront déterminées. La boucle servira aussi à mettre au point le procédé de contrôle de la teneur de l'eutectique en oxygène, qui est une question critique.

D'autres expérimentations et réalisations sont en cours, que la Commission n'a pas visitées mais qui témoignent de la vitalité du projet AAA :

- production de pastilles de combustibles expérimentaux ;
- essais de corrosion ou des matériaux possibles pour la réalisation de la fenêtre entre accélérateur et source de spallation ;
- essais de base pour la définition du procédé UREX d'extraction de l'uranium seul, en tête de la chaîne de séparation ;
- etc.

Le DOE est très attaché à collaborer aux projets étrangers :

- expérimentation MUSE à Cadarache,
- collaboration avec PSI (MEGAPIE).

## Annexe 5

# Compte rendu de la mission de la Commission Nationale d'Évaluation en Espagne du 15 au 19 avril 2002

Plusieurs membres de la Commission se sont rendus en Espagne du 15 au 19 avril 2002, à l'invitation :

- du Conseil de Sécurité Nucléaire (Consejo de Seguridad Nuclear - CSN) ;
- de l'Agence Nationale de Gestion des Déchets Radioactifs (*Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. - ENRESA*) ;
- du Centre de Recherches pour l'Energie, l'Environnement et la Technologie (*Centro de Investigaciones Energéticas, Mediocambientales y Tecnológicas - CIEMAT*) ;
- de l'Université Polytechnique de Catalogne (*UPC*) ;
- de l'École des Mines de l'Université Polytechnique de Madrid.

### **1. ASPECTS GÉNÉRAUX DE LA GESTION DU COMBUSTIBLE NUCLÉAIRE USÉ ET DES DÉCHETS DE HAUTE ACTIVITÉ, EN ESPAGNE**

Des installations industrielles de toutes les phases du combustible nucléaire existent en Espagne :

- mines d'uranium et usines de concentration de minerai (dont l'exploitation a cessé, et qui font l'objet de travaux de restauration de l'environnement) ;
- usine de combustible pour réacteurs à eau (de la Compagnie ENUSA, à Juzbado) ;
- centrales nucléaires : l'unité n° 1 (à réacteur de la filière UNGG) de la centrale de Vandellos est en cours de démantèlement, les neuf autres unités (réacteurs des filières à « eau sous pression » et à « eau bouillante ») sont en exploitation ;
- centre de stockage en surface des déchets à vie courte de faible et moyenne activité, à El Cabril.

L'Espagne a opté pour l'entreposage et, *in fine*, le stockage en l'état, sans retraitement, du combustible nucléaire usé des centrales nucléaires à réacteur à eau légère. Seuls, quelque cinquante conteneurs de résidus vitrifiés issus du retraitement à Marcoule d'une partie du combustible de la tranche 1, à réacteur UNGG, de la centrale de Vandellos, retourneront, à terme, en Espagne.

Ces orientations sont exprimées dans un plan général de gestion des déchets radioactifs, établi périodiquement depuis 1984 ; le plan actuel a été arrêté par le Ministère de l'Industrie et de l'Énergie en 1999.

En ce qui concerne le combustible nucléaire usé et les déchets de haute activité, le 5<sup>ème</sup> plan national opère une distinction entre les solutions technologiques temporaires et définitives, et prévoit une période d'analyse préalable avant décision sur les orientations stratégiques et les actions à longue portée.

S'agissant du stockage final, le 5<sup>ème</sup> plan national fixe pour objectif général de rassembler, d'ici à 2010, les éléments d'information dont les Pouvoirs publics ont besoin pour pouvoir se déterminer.

Un exercice générique d'évaluation de l'impact d'un dépôt géologique dans un massif granitique a été achevé à la fin de 2001, et un deuxième exercice de ce genre, appliqué à une formation argileuse, est entrepris.

Le Parlement a, en octobre 2001, requis du CSN et d'ENRESA une étude des options, du calendrier et des actions à prévoir pour la gestion du combustible usé et des déchets de haute activité. Cette initiative pourrait conduire à la promotion d'actions nouvelles, complémentaires aux actions de recherche qui sont rapportées ici dans leurs grandes lignes.

Pour ce qui concerne les solutions temporaires, il est d'abord prévu de constituer une capacité d'entreposage à sec locale (en conteneurs d'entreposage et de transport) du combustible de la centrale de Trillo, dont la piscine est saturée.

Une capacité centrale d'entreposage devra être mise en service vers 2010 pour accueillir les résidus vitrifiés actuellement entreposés en France, (en faible quantité), quelques autres déchets de catégorie B issus du retraitement du combustible de Vandellos-1, et d'autres déchets qui ne peuvent être stockés au dépôt géologique de surface d'El Cabril.

N.B. : Les quantités de déchets à prendre en compte pour entreposage et stockage final s'élèvent à :

- environ 14 000 assemblages de combustibles de réacteurs « à eau légère » (nombre exprimé en « équivalents assemblages REP ») ;

- 50 conteneurs de résidus vitrifiés ;
- 4 200 m<sup>3</sup> de déchets de catégorie B.

## **2. LE CONSEIL DE SÉCURITÉ NUCLÉAIRE**

Le CSN est l'Autorité de Sûreté Nucléaire, les membres du Conseil sont désignés par le Parlement, devant lequel ils prêtent serment. Le CSN dispose d'un pouvoir réglementaire ; l'exercice d'activités nucléaires en Espagne est soumis à son autorisation.

Dans le domaine de la gestion des déchets radioactifs, le CSN a commencé à élaborer une réglementation portant sur toutes les phases de la gestion des déchets, en se fondant sur l'expérience acquise dans l'exploitation des centrales nucléaires, du centre de stockage de surface d'El Cabril et au cours du démantèlement de la Centrale de Vandellos I. Le CSN entend aussi se référer à l'expérience acquise à l'étranger.

Le CSN développe son expertise dans le domaine du stockage géologique profond, en effectuant lui-même certaines études, par exemple :

- intercomparaison d'études étrangères d'évaluation de performances de dépôts ;
- étude de l'application du concept de réversibilité.

Le CSN a autorisé le recyclage ou le traitement suivant des filières ordinaires des déchets de très faible activité, tels que ceux résultant du démantèlement de centrales nucléaires. Le CSN se prononce cas par cas, sur la foi d'études spécifiques ; des seuils de sortie du domaine réglementé ont été définis, conformément aux recommandations de l'AIEA.

Le CSN a été amené à se prononcer sur les conditions d'entreposage du combustible usé, notamment de l'entreposage à sec en conteneurs à la centrale de Trillo.

## **3. ENRESA**

L'Agence nationale de gestion des déchets radioactifs ENRESA a été créée par décret royal en 1984. Les lois et décrets qui régissent son fonctionnement comportent en particulier des dispositions relatives à un fonds de financement des activités de gestion des déchets, alimenté par les entreprises de production d'électricité.

ENRESA exerce une pleine responsabilité sur l'ensemble des activités, tant industrielles que de recherche, concernant à la gestion des déchets radioactifs. Dans le cadre du plan général de gestion des déchets radioactifs, ENRESA oriente, coordonne ou effectue elle-même des activités de recherche et des activités industrielles.

### **3.1. Recherche**

Un plan stratégique de R & D est établi en conformité avec le plan général de gestion des déchets.

Les principaux domaines de recherches financés par ENRESA sont :

- **sciences et technologies de base** : caractérisation des déchets, comportement des radionucléides dans la biosphère ;
- **séparation et transmutation** : tous les projets sont menés dans le cadre du 5<sup>ème</sup> PCRD de la CCE (cf. rapport n° 8, cf. paragraphe 6.2) ; objectif d'ENRESA : disposer des moyens minimum pour pouvoir accompagner les recherches effectuées dans le monde entier, et analyser l'impact des procédés étudiés sur la gestion des déchets HAVL, en tenant compte de leur faisabilité, de leur efficacité, des déchets induits... ;
- **stockage final** : des études génériques sont en cours, qui portent sur le stockage en milieu granitique et en milieu argileux ; objectifs d'ENRESA : participer à des expérimentations dans des laboratoires souterrains étrangers pour la mise au point de technologies génériques de stockage, maintenir pour le futur la capacité d'assimiler les développements nouveaux en ce domaine ;
- « **évaluations de performance** » pour l'analyse et la démonstration de la sûreté des activités de gestion des déchets ;
- **soutien aux activités industrielles de gestion.**

Quelques activités particulièrement significatives d'ENRESA et des organismes coopérant avec ENRESA dans les domaines « stockage final » et « évaluations de performance » sont décrites dans le paragraphe 5 ci-après.

ENRESA est l'actionnaire majoritaire du centre de recherches CIEMAT (cf. paragraphe 4).

### **3.2. Activités industrielles**

ENRESA exploite à El Cabril un centre de stockage en surface des déchets de faible et moyenne activité, à vie courte. Ce centre comporte des installations de vérification, de caractérisation et de conditionnement des déchets (compactage, incinération, cimentation), outre les installations de stockage proprement dites. Il est à noter qu'ENRESA a conçu les ouvrages de stockage de façon à permettre la reprise éventuelle des déchets, même après la fermeture du dépôt, dont les principes généraux de conception sont par ailleurs proches de ceux du centre de stockage de l'Aube, en France.

ENRESA assure la collecte des déchets des petits producteurs, des sources usées, des paratonnerres...

ENRESA devient, après la fin de leur exploitation\*, entièrement responsable du démantèlement des installations nucléai-

\* En particulier, après que tout déchet d'exploitation ait été traité et évacué dans les conditions ordinaires.

res. ENRESA a ainsi, dans un laps de temps remarquablement bref (cinq années), presque achevé le démantèlement au niveau 2 (tel que défini par l'AIEA) de l'unité 1 de la centrale de Vandellos. La délégation de la Commission a pu visiter ce chantier de démantèlement, qui est un modèle : ENRESA a, en particulier, assaini les silos où les chemises de graphite, les « fils de selle » et quelques éléments combustibles avaient été entreposés en vrac. Les déchets ont été triés suivant leur nature, et conteneurés afin qu'ils puissent être entreposés dans les conditions les plus favorables avant leur stockage final.

#### **4. CIEMAT**

Le CIEMAT exerce ses activités dans six principales directions (budgets comptés hors salaires du personnel) :

- « fission nucléaire » (budget : 9,6 M€) ;
- « fusion nucléaire - physique des particules » (16,2 M€) ;
- « énergies renouvelables » (19,9 M€) ;
- « impact environnemental de l'énergie » (13,6 M€) ;
- « combustibles fossiles » (4,7 M€) ;
- « enseignement (1,3 M€).

En ce qui concerne les déchets nucléaires, les programmes correspondent aux orientations imprimées par ENRESA :

- déchets à vie courte, de faible et moyenne activité : caractérisation, évaluation de sûreté du stockage en surface... ;
- déchets de haute activité et à vie longue :
  - stockage direct du combustible usé : concepts de stockage et éléments constitutifs du stockage, modélisation de la biosphère ;
  - séparation et transmutation : procédés hydrométallurgiques et pyrochimiques de séparation, transmutation.

Le CIEMAT réduit ses recherches le plus souvent dans un cadre coopératif international, avec des effectifs réduits. Comme pour ENRESA, ses objectifs dans le domaine de la séparation et de la transmutation sont limités à des évaluations de faisabilité et à l'acquisition des connaissances nécessaires à la définition des orientations stratégiques de la Nation.

Par exemple, les projets dans le domaine de la séparation sont limités :

- à une participation aux projets PARTNEW et CALIPART dans le cadre du 5<sup>ème</sup> PCRD ;
- à des études de base sur l'extraction des actinides et lanthanides par des molécules malonamides ou dicarbolides ;
- à des études sur le comportement des radionucléides émetteurs b à vie longue dans le procédé PUREX (en collaboration avec l'Université de Valladolid).

Les moyens du CIEMAT affectés aux recherches sur la transmutation sont modestes (six chercheurs) : le CIEMAT, partenaire du réseau ADOPT, s'inscrit pleinement dans la démarche européenne promue par le TWG. Le CIEMAT participe aux expérimentations MUSE, n-TOF, mais ne coopère pas avec le DOE américain autrement que dans le cadre des projets de recherche de l'AIEA. Le CIEMAT effectue des études de systèmes adaptés au contexte espagnol. Sur les combustibles nucléaires, le CIEMAT coopère avec l'Institut des Trans-Uraniens (Karlsruhe).

Le CIEMAT participe aux études sur le stockage direct du combustible usé, coordonnées par ENRESA :

- le CIEMAT a réalisé et exploite en ses locaux de Madrid une maquette, à échelle réduite, de l'expérimentation FEBEX (cf. paragraphe 4.2) ;
- le CIEMAT étudie l'impact de la présence de matériaux ferreux sur les propriétés de la barrière ouvragée bentonitique et sur la lixiviation du combustible nucléaire ;
- le CIEMAT s'est associé avec INASMET pour l'étude du comportement à long terme du conteneur (en acier) du combustible...

Sur la modélisation de la biosphère et les questions de protection radiologique spécifiques aux radionucléides à vie longue, le CIEMAT a pour objectifs principaux :

- développer des méthodes d'évaluation, et participer aux évaluations d'impact de dépôts géologiques ;
- contribuer à la définition d'objectifs et de limites réglementaires.

En particulier, le CIEMAT participe aux projets BIOCLIM et FASSET du 5<sup>ème</sup> PCRD. Le CIEMAT contribue aux études de définition de « biosphères de référence » et « d'organismes vivants de références » qui seront utilisés pour les études d'impact. Le CIEMAT s'attache spécialement aux recherches sur l'impact des radionucléides sur les animaux, et sur les phénomènes de concentration dans la biosphère en l'absence d'activités humaines.

#### **5. ÉCOLE DES MINES (UNIVERSITÉ POLYTECHNIQUE DE MADRID)**

L'école des Mines de Madrid, s'est, depuis 1991, impliquée dans le programme d'ENRESA pour l'évaluation de performance de dépôts géologiques profonds «génériques», en participant à différents projets co-financés par le CSN et la Commission européenne, à savoir :

Pour les études à caractère géologique :

- étude paléohydrologique de la région méditerranéenne Ouest : évaluation des scénarios altérés ;
- modélisation de la biosphère en fonction de l'évolution climatique (Projet BIOCLIM).



Pour les études de modélisation et de simulation numérique :

- simulation sur la thermo-hydro-mécanique et le champ proche en milieu argileux :

- . développement des projets FEBEX I et FEBEX II ;
- . projets INTERCLAY et CLIPEX (Euridice, Mol, Belgique).

- simulation hydrogéologique et de transport des solutés passifs en milieux fracturés : Projets HIDROBAP I et II, utilisant une approche fractale pour le traitement de la caractérisation du champ de fractures ;

- développement des nouveaux algorithmes de calcul scientifique pour la simulation du transport réactif (champ lointain), en utilisant une discrétisation en volumes finis et des techniques de décomposition des domaines (projet PETRA).

## **6. QUELQUES RECHERCHES EFFECTUÉES À L'INITIATIVE OU AVEC LA PARTICIPATION D'ENRESA ET DU CIEMAT**

Les recherches citées ici ne constituent qu'une sélection typique des recherches coordonnées par ENRESA : ces recherches ne visent pas à la qualification d'un site particulier et des concepts de stockage correspondants pour la réalisation d'un dépôt géologique profond.

### **6.1. Recherche de sites présentant des caractéristiques favorables pour le stockage de déchets HAVL en profondeur (ENRESA)**

Cette recherche a commencé en 1986, d'abord à grande échelle, puis, de 1988 à 1990, à échelle régionale, dans le cadre d'un projet « ERA » visant à identifier 30 à 40 massifs (roches argileuses, salines ou granitiques) satisfaisant à des critères prédéterminés. De 1991 à 1994, ENRESA a vérifié la pertinence des choix initiaux, avant de resserrer les critères et l'échelle de sélection. Finalement, en 1996, quelques massifs ont été sélectionnés qui, à ce jour, n'ont pas fait l'objet d'investigations plus approfondies.

### **6.2. Contribution du laboratoire de stratigraphie biomoléculaire de l'École des Mines de Madrid au programme d'évaluation de performances génériques de dépôts géologiques**

Le laboratoire s'est attaché à trouver des dépôts quasi-continus pour l'analyse de l'évolution paléohydrogéologique de deux zones qui ont été sélectionnées au sud de la Péninsule ibérique (province de Grenade).

La première zone (bassin de Cúllar-Baza) est un bassin où une sédimentation s'est poursuivie quasi-continûment du Pliocène au Pléistocène moyen. Une section stratigraphique de 340 m a été étudiée et datée par le paléomagnétisme et la

racémisation amino-acide. L'étude a aussi utilisé l'observation des ostracodes, avec l'analyse des isotopes stables et des éléments traces de leur coquille calcaire ; des échantillons de pollens ont permis d'établir les traits généraux des biosphères correspondantes. L'évolution paléoclimatologique de la partie sud de la péninsule ibérique a pu être reconstituée ; elle est marquée par des cycles d'alternances « sec et chaud », « frais et humide ».

Pour l'étude d'une deuxième zone (Padul Peat Bog), une tranchée de 7 m de profondeur et un forage de 100 de profondeur ont été réalisés. Une datation par le carbone 14 par l'équilibre U/Th et par la racémisation amino-acide a été effectuée. De nombreux échantillons ont été étudiés par l'analyse des biomarqueurs (composants chimiques très peu dégradables, ou issus de structures bien déterminées) ; les résultats obtenus au moyen de cette méthode nouvelle ont été comparés aux résultats tirés de l'étude de pollens, qui donne une image globale, intégratrice, des apports de pollen des zones voisines et des caractéristiques paléohydrologiques (apport d'eaux souterraines par les karsts voisins).

### **6.3. Expérimentation FEBEX au laboratoire souterrain de GRIMSEL (Suisse)**

Cette expérimentation internationale est coordonnée par ENRESA. Elle a pour double objectif de démontrer la faisabilité de réaliser une barrière ouvragée en galerie horizontale de stockage de déchets thermiquement dissipatifs, et de contribuer au développement de modèles du comportement thermo-hydro-mécanique et géochimique du « champ proche ».

Le dispositif expérimental à l'échelle 1, dans la deuxième phase de FEBEX vise à la compréhension des phénomènes et de leur couplage, et à la validation des codes de calcul existants. Les processus de génération et de transport des gaz, les processus de corrosion et l'impact sur le régime des écoulements dans la roche, en particulier dans la zone perturbée, sont aussi spécialement étudiés. Les aspects techniques de la réversibilité seront aussi étudiés à l'occasion du démontage du dispositif expérimental. Celui-ci comporte, dans une galerie du laboratoire de GRIMSEL (au sein d'un massif granitique), des conteneurs chauffés électriquement, une barrière ouvragée annulaire constituée de briques de bentonite et un ouvrage de serrement en béton. Le dispositif est fortement instrumenté : plus de 600 capteurs transmettent en continu les valeurs de la température, de la teneur en eau de la barrière ouvragée, sa pression de gonflement, etc.

L'expérimentation FEBEX entre dans sa phase finale, avec l'arrêt du chauffage des conteneurs-maquettes et le démontage du dispositif expérimental, qui sera effectué au 2<sup>ème</sup> semestre de 2002.

### **6.4. Projet ENRESA 2000 - Granite**

Ce projet a commencé en 1997 après achèvement d'un exercice préliminaire (1994-1997). Il constitue un cadre

d'intégration des résultats des recherches coordonnées par ENRESA.

Le concept dépôt retenu par ENRESA a pour principales caractéristiques :

- profondeur : 500 m ;
- capacité : 3 600 conteneurs ;
- stockage des conteneurs de combustible usé en galeries horizontales de 2,4 m de diamètre, de 500 m de longueur, écartées de 35 m l'une de l'autre ;
- barrière ouvragée bentonitique de 73 cm d'épaisseur (température maximum : 100 °C ; pression de gonflement : 5 MPa).

Une description géologique complète et réaliste d'un « site générique » et de son environnement a été donnée, à défaut de site réel, reconnu. Il est tenu compte, en particulier, de la fracturation et des flux advectifs d'eaux souterraines, pour l'établissement d'un modèle géologique structural et d'un modèle hydrogéologique.

Des scénarios d'évolution du stockage ont été définis, notamment divers scénarios dits « altérés » : « mauvais scellement », « forage profond », etc.

Deux modèles globaux ont été utilisés pour la simulation de l'évolution du dépôt et de son environnement :

- modèle déterministe ;
- modèle probabiliste : pour celui-ci, le logiciel américain GOLDSIM a été utilisé.

## **7. UNIVERSITÉ POLYTECHNIQUE DE CATALOGNE (UPC)**

Trois équipes de l'UPC travaillent à la modélisation et à la simulation des écoulements souterrains : le groupe d'hydrologie souterraine (Prof. Carrera), le groupe de modélisation géophysique (Prof. Alonso et Prof. Oliveilla), le CIMNE (Centre international de modélisation numérique en ingénierie, Prof. Onate).

La modélisation pour l'évaluation de performances de dépôts géologiques est une part importante de la recherche des deux premières équipes.

Le groupe de géophysique travaille plutôt sur la thermo-hydro-mécanique et le champ proche. L'objectif est de calculer les pressions hydrostatiques, les températures et les contraintes mécaniques en approximation des milieux saturés ou non-saturés, multiphasiques ou non. L'outil développé par l'équipe est un programme très performant « code-bright », en éléments finis, implicite en temps, parallélisé, capable de traiter les failles (à caractéristiques dynamiques). Cet outil est probablement un des meilleurs en Europe.

Le groupe d'hydrologie souterraine travaille sur le champ lointain, sur quatre axes :

- modélisation : développement théorique et numérique de modèles à double (et multiple) porosité par des techniques proches de l'homogénéisation : calculs de coefficients effectifs à partir des valeurs stochastiques locales
- calibration et calcul inverse pour l'identification des coefficients par des méthodes de moindres carrés (contrôle optimal) ;
- modèles de transport passifs et réactifs (champ lointain), écriture des modules numériques « retraso » et « transin » (méthode d'éléments finis standards et décentrage par caractéristique) ;
- modèles multi-phases non-saturés, prenant en compte les phénomènes géochimiques et le transport par les colloïdes.

Le groupe CIMNE recourt aux super-ordinateurs, aux techniques de parallélisation et autres améliorations numériques.

Les trois équipes participent à l'expérimentation FEBEX et aux expérimentations Mont Terri (EB, BENIPA).

L'UPC a à son actif un nombre remarquable de résultats et réalisations, en dépit du faible effectif des chercheurs. Son niveau de compétence en hydrologie, en modélisation et en calcul, sa position à la pointe de la recherche et ses bons rapports avec l'ENRESA sont un exemple à suivre. La CNE recommande une coopération avec ce groupe, qui pourrait passer par l'intermédiaire d'un groupe universitaire français (Paris VI, IMFS de Strasbourg...).



## Annexe 6

# **Rapport d'une mission d'étude au Japon : la transmutation et le projet KEK-JAERI (26-30 novembre 2001)**

Ce rapport concerne l'état présent du programme japonais dans le domaine de l'axe 1 et fait suite à une mission d'échange d'information entre le CNRS-IN2P3 et le JAERI, effectuée au Japon du 26 au 30 novembre 2001. J.P. Schapira, membre de la CNE et auteur du présent compte-rendu, a participé à cette mission. L'objet de cette rencontre, organisée au centre de recherche de JAERI à Tokai, est d'établir des relations scientifiques sur le thème de la transmutation des déchets à vie longue en relation avec la technique des ADS.

Ce thème est aujourd'hui abordé par JAERI à travers un programme nouveau et multidisciplinaire résultant de la mise en commun de deux projets distincts :

- le projet JHF (Japan Hadron Facility) de KEK (High Energy Accelerator Research Organization), constitué d'un synchrotron à protons de 50 GeV et d'un anneau d'injection de 3 GeV et de 0,6 MW pour des études de physique nucléaire et de particules élémentaires (faisceaux radioactifs, hyper-noyaux et mésons dans la matière nucléaire, oscillation de neutrinos avec le détecteur Super-Kamiokande) ;
- le projet NSP (Neutron Science Project) de JAERI d'une source puissante (8 MW) de spallation alimentée par un accélérateur linéaire destinée à la fois à des études de base avec des neutrons (matériaux, biologie structurale ...) et de transmutation.

### **1. LE CONTEXTE DE L'AVAL DU CYCLE AU JAPON ET LE PROJET OMEGA**

Le Japon produit aujourd'hui 33,8 % de son électricité à partir de 53 réacteurs nucléaires totalisant une puissance de 43,7 GW<sub>el</sub> (source AIEA, avril 2001). Ce pays dispose également d'installations industrielles liées à cette production : construction de réacteurs, fabrication de combustibles et retraitement. La politique du Japon en matière d'aval du cycle est analogue à celle de la France, avec cependant un engagement plus marqué pour les réacteurs à neutrons rapides.

Les recherches sur l'axe 1 s'inscrivent dans un programme de R&D, plus vaste et à long terme, appelé OMEGA (Option Making Extra Gains from Actinides and FPs) initié par l'AEC (Atomic Energy Commission) en octobre 1988. L'objectif de OMEGA est de faire bénéficier les générations futu-

res de l'énergie nucléaire d'aujourd'hui en valorisant au maximum le contenu des combustibles usés déchargés des réacteurs REP tout en minimisant leur impact radiologique. Ces recherches s'inscrivent dans la stratégie à double strate qui a été proposée au Japon pour la première fois. La première strate est dédiée à la production d'énergie à partir de l'uranium enrichi et du recyclage du plutonium et de l'uranium de retraitement, tandis que le programme proprement dit porte sur la seconde. Il s'agit de la séparation chimique des déchets de haute activité et à vie longue en quatre groupes (actinides mineurs, platinoïdes dont Tc, Sr et Cs, autres). Parmi eux, certains sont destinés à la transmutation (AM, I-129, Tc-99) dans cette deuxième strate, d'autres à un entreposage de décroissance (Sr, Cs) ou à une éventuelle valorisation (platinoïdes). L'ensemble de ces opérations nécessite un stockage en profondeur « allégé » qui est par ailleurs à l'étude au Japon. Ces études sont partagées entre trois organismes de recherche :

- JAERI (ADS, réacteur critique dédié à l'incinération d'actinides mineurs, séparation hydrométallurgique en 4 groupes, fabrication et séparation pyrochimique de combustibles nitrures) ;
- JNC (réacteur à neutrons rapides à combustible MOX et amélioration du procédé de séparation TRUEX) ;
- CRIEPI (réacteur à neutrons rapides à combustible métal et séparation par voie pyrométallurgique).

Les deux premiers organismes sont sous la tutelle du MEXT (Ministère de l'Éducation, Culture, Sports, Science et Technologie) et de l'AEC, tandis que CRIEPI dépend des entreprises de production d'électricité.

Le projet OMEGA a été scindé en deux phases. La première s'est terminée en 1996 et a fait l'objet depuis février 1999 d'une revue critique de l'AEC. Les conclusions contenues dans le rapport de mars 2000 : *Research and Development of Technologies for Partitioning and Transmutation of Long-lived Nuclide: Status and Evaluation Report* sont favorables. La deuxième phase du programme OMEGA, couvrant initialement la période 1996-2000 a souffert d'un retard lié à une redéfinition de la politique japonaise vis-à-vis des rapides et de considérations financières liées à la construction d'installations nouvelles du cycle (le rapport pointe à cet égard l'intérêt pour le Japon de coopérer avec d'autres pays comme la France, les États-Unis ou la Russie).

## 2. LE PROJET COMMUN JAERI-KEK

Une des conséquences de ces évaluations internes est la décision importante de fusionner les deux projets mentionnés plus haut en un projet à finalités multiples, commun entre JAERI et KEK. Ce projet est constitué des composantes suivantes (cf. fig. 1) :

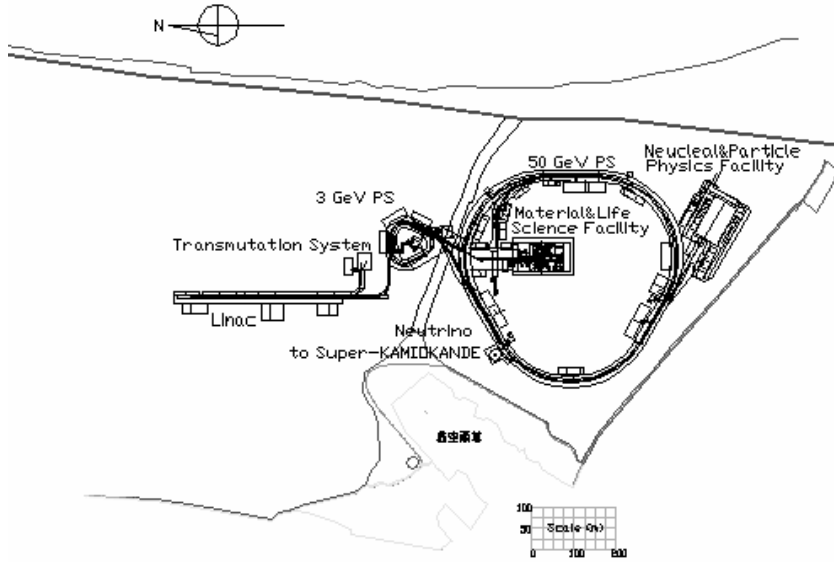


Figure 1 - Schéma d'implantation des composants du projet JAERI-KEK

- un accélérateur linéaire de protons de 400 MeV, de technologie « chaude » servant d'injecteur au PS (synchrotron à protons) de 3 GeV (JAERI + KEK) ;
- un PS de 3 GeV de 1 MW produisant des neutrons et des mésons pour les sciences de la vie et des matériaux (JAERI) et servant également d'injecteur au PS de 50 GeV ;
- un PS de 50 GeV de 0,75 MW produisant des faisceaux secondaires pour la physique des hautes énergies (KEK) ;
- un accélérateur linéaire supra conducteur portant les protons de 400 à 600 MeV, pour des études de R & D en transmutation ADS (JAERI).

tion pourrait démarrer en 2003-2004 et se terminer autour de 2008. Elle débiterait avec le programme neutrinos, le programme ADS venant ensuite. Dans ce schéma, la phase d'expérimentation sur les ADS n'interviendrait qu'au-delà de 2008.

## 3. R & D TRANSMUTATION EN ADS DANS LE CADRE DU PROJET COMMUN JAERI-KEK

Depuis la fin des années 1980, JAERI a développé une stratégie de recherche dans le cadre du programme OMEGA visant à l'incinération massive des actinides mineurs en double strate. Dans un premier temps deux types de réacteurs critiques à neutrons rapides ABR (Actinide Burner Reactor) ont été étudiés (cf. tabl. 1) avec des combustibles nitrures mixtes AM/U enrichis à 90 % (pour rétablir un  $k_{eff}$  correct sans production significative de plutonium). Compte tenu des contraintes liées à la prolifération, ce concept a récem-

ment cédé la place à une configuration sous-critique qui accepte des combustibles nitrure sans support uranium (ADS).

L'ADS de référence proposé comporte un accélérateur linéaire de 1500 MeV, 45 mA avec deux variantes de couple cible/liquide de refroidissement (cf. tabl. 2). Des études de scénarios ont été menées qui envisagent un déploiement industriel à partir de 2030.

À partir de là, l'effort de recherche a porté sur le développement de combustibles nitrure (fabrication et retraitement par voie pyrochimique) et sur la physique de l'ADS dans le cadre

Ce complexe sera construit sur le site de JAERI à Tokai à un coût total d'environ 189 milliards de yens (soit 1,64 M€). La phase 1 de ce projet (134 milliards de yens, soit 1,16 M€) a été approuvée. Elle comprend le linac de 400 MeV, le PS de 3 GeV-1MW avec la quasi-totalité de sa station de neutrons/mésons, une partie du PS de 50 GeV. Cette phase 1 a démarré le 1<sup>er</sup> avril 2001 et devrait s'étendre jusqu'à fin 2006.

La phase 2, comprenant notamment le passage de 400 à 600 MeV (c'est-à-dire la R & D ADS), n'est pas approuvée pour l'instant. Selon les vues optimistes du groupe de projet, cette phase de construc-

Table 1 Design parameters of Actinide Burner Reactors

	L-ABR <sup>1)</sup>	P-ABR <sup>2)</sup>
Fuel concept	pin-bundle	coated particle
material	(64NpAmCm-36U <sup>3)</sup> <sub>1,0</sub> N <sup>4)</sup> <sub>1,0</sub>	(65NpAmCm-35U <sup>3)</sup> <sub>1,0</sub> N <sup>4)</sup> <sub>1,0</sub>
MA initial loading, kg	918	2870
MA/U	588/330	1865/1005
Reactor power, MWth	180	1200
Coolant material	Lead	Helium
Neutron flux, 10 <sup>13</sup> n/cm <sup>2</sup> sec	3.1	6.6
Core averaged mean neutron energy, keV	720	720
Reactivity (% Δk/k)		
Coolant-void reactivity/core	-1.3	-
Doppler reactivity/core (Δt=300)	-0.01	-0.01
Kinetic parameters		
β <sub>eff</sub>	2.6×10 <sup>-3</sup>	2.6×10 <sup>-3</sup>
L <sub>p</sub> , sec	1.3×10 <sup>-7</sup>	1.5×10 <sup>-7</sup>
Cycle length, full-power days	550	300
MA burnup, %/cycle	11	13

1) L-ABR: MA nitride fuel with lead cooling burner reactor  
 2) P-ABR : MA particle fuel with He cooling burner reactor  
 3) 90% enriched uranium  
 4) <sup>15</sup>N enriched

du projet commun KEK-JAERI. Par ailleurs, l'accélérateur lui-même bénéficie d'une importante R & D menée depuis 1990 dans le cadre du projet antérieur NSP de JAERI qui prévoyait un accélérateur linéaire de 1.5 GeV, 8 MW. C'est ainsi que JAERI a construit une ligne analogue à celle du projet IPHI comportant une source d'ions (150 mA crête), un RFQ de 2 MeV ainsi qu'un modèle de DTL pour la partie jusqu'à 100 MeV. Toutes ces composantes sont actuellement construites et testées ; elles ont pu délivrer 70 mA crête de faisceau avec un cycle utile de 8 %. De même, la partie « supra » de 400 à 600 MeV bénéficiera de la R&D sur les cavités supraconductrices menée pour l'accélérateur linéaire du programme NSP.

tre, étude de corrosion notamment), analogue au programme MEGAPIE avec une puissance de faisceau cependant inférieure (200 kW).

Ce programme de mesure constitue la phase de démonstration des éléments du concept et devrait s'étendre jusqu'à 2015 environ. La phase suivante serait réalisée sur les mêmes installations en augmentant la puissance (500 kWth pour TEF-P et 2 MW faisceau pour TEF-T) et constituerait la phase dite de démonstration technologique.

Tab. 2 : Design parameters of the two versions of the JAERI 820 MW <sub>th</sub> -ADS		
Energy	1.5 GeV	1.5 GeV
Intensity	45 mA	45 mA
Coolant	Na	Pb-Bi
Target	Solid Tungsten	Pb-Bi
Initial Inventory of MA	1950 kg	2500 kg
k-effective(Initial/Max./Min.)	0.93 / 0.94 / 0.90	0.95 / 0.95 / 0.94
Coolant Void Reactivity	+ 4.5 % dk/k	-4.8 % dk/k
Doppler Coefficient	- 2.2×10 <sup>-4</sup> T <sup>-1</sup> dk/dT	- 3.7×10 <sup>-4</sup> T <sup>-1</sup> dk/dT
Power Density (max./av.)	550 / 380 MW/m <sup>3</sup>	310 / 180 MW/m <sup>3</sup>
Coolant Temperature (inlet/outlet)	330 / 430 °C	
Coolant Velocity (max.)	8 m/s	2 m/s

Le programme R & D de transmutation en ADS prévu dans l'installation KEK-JAERI avec le faisceau de protons de 600 MeV, comprendra deux stations expérimentales désignées par TEF (Transmutation Experimental Facility) :

- **TEF-P** pour des expériences de physique de systèmes sous-critiques à faible puissance (500 W maximum de puissance thermique de fission), analogues à celles menées avec MUSE. La puissance de faisceau de protons de 600 MeV est prévue très faible (10 W), semble-t-il pour des raisons financières (protection radiologique notamment). Un programme de mesures de performances de transmutation et de système hybride (effet des contre-réactions) est également annoncé ;
- **TEF-T**, pour des expériences d'irradiation de matériaux à l'aide d'une cible de spallation Pb-Bi (test sur la fenê-

#### 4. QUELQUES OBSERVATIONS

Il est souvent difficile au cours d'une mission de quelques jours de démêler ce qui est de ce qui est souhaité. Cependant, le rapprochement de deux communautés aussi différentes que celle des réacteurs et celle de la recherche en physique des particules, constitue un succès dans la mesure où chacune d'elle a remodelé son projet et fait des concessions (notamment sur le site de construction, les caractéristiques de faisceau). Le financement par le MEXT de 1,16 M€ est aujourd'hui acquis et la phase 1 a effectivement démarré. Cependant, il m'est apparu que la partie ADS liée à la construction de la ligne 400 à 600 MeV n'était pas la première

essentielle axé sur les expériences de matériaux et de biologie menées avec le PS de 3 GeV et sur la construction du PS de 50 GeV. Par ailleurs la partie TEF-P est apparue très modeste en puissance (500 W<sub>th</sub> de fission) inférieure à celle de MUSE. Néanmoins il avait été envisagé d'aller directement à une énergie de fission de 50 kW<sub>th</sub> (possible avec les paramètres actuels du linac de 400 MeV), ce qui devrait permettre de réaliser des expériences de contre-réaction thermique. Enfin, la R&D accélérateur est très en avance sur celles de IPHI et TRASCO, et du même niveau que celle de LEDA à Los Alamos. Cette différence peut s'expliquer peut-être par le fait que, dans les deux cas, Japon et États-Unis, la R & D « accélérateur » a été impulsée au départ par des objectifs forts, différents de ceux de la R & D « transmutation par ADS ».



## Annexe 7

# ***8th International Conference on the chemistry and migration behavior of actinides and fission products in the Geosphere***

Bregenz, Autriche (16-21 septembre 2001)

Les domaines couverts par les Conférences bisannuelles Migration, dont Migration'01, concernent les recherches fondamentales en chimie/géochimie dans trois domaines :

1. la chimie des actinides et des éléments de fission dans les solutions aqueuses représentatives des eaux naturelles (solubilité des composés, phases secondaires, formation de complexes, réactions redox, formation et caractérisation de colloïdes : 123 communications à Migration'01) ;
2. leur transport dans les barrières ouvragées et la géosphère (sorption/désorption, diffusion, migration des colloïdes, effets biologiques, expériences dans les laboratoires souterrains, analogues naturels et anthropiques : 87 communications à Migration'01) et ;
3. la modélisation de leur transport (banques de données, développement et validation des modèles : 45 communications à Migration'01).

Migration'01 comportait deux sessions spéciales : l'une sur des ouvertures vers d'autres gestions des déchets que l'enfouissement, l'autre sur l'apport de la modélisation moléculaire (six communications).

Ces recherches sont en support du stockage géologique et, replacées dans le contexte français, elles sont directement en rapport avec l'axe 2 de la loi de 1991. La plupart donne lieu à des publications, généralement dans un délai d'un an, dans deux revues internationales « *Radiochimica Acta* » et « *Journal of Contaminant Hydrogeology* ». Les Conférences Migration réunissent la communauté internationale des chercheurs intéressés par les aspects scientifiques du stockage géologique.

D'une conférence à l'autre, on peut suivre l'évolution des thèmes classiques (cf. Migration 1999) et l'émergence de certains autres. Migration'01 a montré des avancées normales et quelques percées. Parmi ces dernières, celles qui intéressent plus directement la CNE sont indiquées dans ce qui suit.

Pour ce qui concerne la chimie des actinides (premier domaine couvert par les Conférences), le thorium a fait l'objet de nombreuses recherches aussi bien en Europe qu'aux USA : étude sur la dissolution de céramiques d'oxyde de thorium et de solutions solides d'oxydes ternaires (avec de l'uranium et du zirconium) et hydrolyse de

l'élément. Le thorium est un élément-test pour l'étude des colloïdes. Celle-ci a fait un bond prodigieux, notamment depuis deux ans, avec l'utilisation d'une nouvelle méthode qui permet d'en mesurer la taille et le nombre jusqu'à des valeurs très faibles (quelques dizaines d'Angströms et quelques milliers par  $\text{cm}^3$ ), la LIBD (Laser Induced Break-Down). La solubilité des actinides tétravalents en milieu neutre a été revue au regard de la transformation inévitable des phases cristallines en phases amorphes et au regard de la taille des particules. On comprend mieux maintenant ce domaine resté longtemps obscur avec des valeurs de solubilité des « oxydes » fluctuantes, voire non reproductibles. De même l'hydrolyse à l'échelle des traces, c'est-à-dire pour des concentrations inférieures à celles d'apparition des colloïdes, est maintenant mieux comprise. Ces résultats devraient clarifier le comportement des radionucléides dans le champ proche (concentrations attendues élevées) et dans le champ lointain (concentrations attendues très faibles) d'un stockage géologique.

Un autre champ de recherche où des progrès significatifs sont faits est celui des effets des bactéries sur le comportement des radionucléides (actinides et technétium). Ils résultent du couplage d'équipes de biologistes et de radiochimistes (USA), de l'utilisation des techniques de sélection des bactéries, d'identification des substances qu'elles émettent et des méthodes spectroscopiques d'absorption des rayons X.

La formation de complexes par des acides organiques naturels, ou des molécules naturelles complexantes, connaît aussi un élan avec l'utilisation de méthodes d'identification par électrospray-spectrométrie de masse et des lasers femtoseconde, qui permettent de voir comment la fluorescence extrêmement rapide des ligands est perturbée par la formation des complexes.

Dans le second domaine couvert par les Conférences Migration, les nombreuses études classiques de sorption/désorption deviennent de plus en plus « moléculaires » (par exemple sorption sur les plans cristallographiques de monocristaux ou bien dans les espaces interfoliaires ou sur les bords des minéraux argileux) et se focalisent nettement sur les minéraux argileux et les constituants des ciments.

Les études de diffusion dans les milieux géologiques sont très marquées par la génération des colloïdes aux interfa-



ces (ciments, argiles) et le transport de ces colloïdes, qui peuvent rendre mobiles des éléments réputés immobiles. L'interprétation de la migration des traceurs dans les « *large scale experiments* » en laboratoires souterrains (Äspö, Grimsel et Pinawa) a fait l'objet de présentations détaillées. Ces expériences impliquent des volumes allant du m<sup>3</sup> à des volumes significatifs où pourraient être enfouis des colis.

Dans le dernier domaine de recherche, le développement de modèles hydrogéochimiques (modèles locaux couplant transport et chimie sous différents gradients) se poursuit. La sélection des données fondamentales (constantes thermodynamiques pour les espèces en solution ou liées sur les surfaces) ou opérationnelles (Kd) est réellement prise en compte, avec des essais de constitution de nouvelles bases de données pour les données de sorption.

À l'appui de ces résultats, on peut noter l'amélioration constante des méthodes spectroscopiques (EXAFS en lumière polarisée donnant en principe l'orientation de fixation des espèces et EXAFS rasant pour l'étude exclusive des surfaces).

Quelques résultats de solubilité de combustibles réels (ou d'oxyde d'uranium dopé avec du plutonium 238, à un curie par gramme) ont été présentés. Le rôle de l'hydrogène pour maintenir le milieu réducteur au contact de l'oxyde (effet catalytique de celui-ci) a été confirmé. Le relâchement des actinides dans ces conditions est extrêmement faible.

Les sessions spéciales n'avaient pas d'intérêt marqué pour la Commission.

Migration'01 a été, comme les précédentes réunions, d'un haut niveau scientifique. Les recherches qui y sont présentées sont souvent garantes des analyses globales, voire stratégiques, quelquefois présentées à la Commission.

En conclusion cette Conférence a permis de faire le point bisannuel au niveau international sur les recherches fondamentales en chimie et physico-chimie (thermodynamique, cinétique et transport) pour étayer le stockage géologique des déchets radioactifs. La communauté internationale engagée dans ces recherches se connaît bien et se retrouve souvent dans les programmes nationaux et internationaux mis en place.

Les recherches développées en France, généralement en collaboration internationale, et présentées à Migration'01 se situent à un bon niveau. La représentation française a été inégale (peu de chercheurs du CEA en raison de directives administratives liées aux événements du 11 septembre 2001).

À la suite de cette conférence, environ 120 manuscrits ont été soumis à expertise, environ 90 seront publiés.

Il y avait environ 60 participants allemands, 50 français, 25 suédois, 25 suisses, 20 japonais, 10 espagnols, 10 belges, et 10 autres pays étaient représentés chacun par quelques chercheurs. Trente américains et 15 anglais étaient inscrits mais beaucoup ont annulé leur participation ou n'ont pas pu venir en raison des événements du 11 septembre 2001 ; certains ont toutefois fait présenter leur travaux.

## Annexe 8

### Compte rendu du congrès « Global 2001 »

(Paris, 9-13 septembre 2001)

Le Congrès GLOBAL 2001 qui s'est tenu à Paris du 9 au 13 septembre 2001 a donné lieu à un tour d'horizon des études et des recherches effectuées dans le monde entier pour le développement durable de l'énergie nucléaire.

Les travaux présentés à GLOBAL 2001 sont des études générales de systèmes, des développements de procédés de retraitement, de combustibles et de cibles de transmutation, des études de réacteurs innovants et de systèmes d'élimination de radionucléides à vie longue par transmutation. Ont aussi été présentées quelques études relatives au stockage des déchets et, pour les seuls scientifiques français, à leur entreposage de longue durée. Les préoccupations relatives à la non-prolifération ont marqué la présentation de nombre d'études.

Des personnalités de haut rang des principaux pays acteurs du développement de l'énergie nucléaire ont présenté leurs orientations stratégiques. Aucun infléchissement notable ne marque la politique japonaise, qui continue à comporter un important programme de développement des réacteurs à neutrons rapides (la procédure qui doit conduire au redémarrage du réacteur MONJU est lancée). Le développement de cette filière de réacteurs et d'un « cycle fermé » du combustible demeurent aussi des orientations essentielles de la stratégie russe, qui comprend notamment la réalisation du réacteur BN-800, et, à plus long terme, la conception d'un réacteur industriel à cycle du combustible intégré sur un même site. La Russie a rénové, en 2001, le cadre légal d'exercice de ses activités nucléaires, avec notamment l'adoption, en juin 2001, d'une loi autorisant les transferts transfrontaliers de combustible nucléaire usé.

La conférence s'est tenue à un moment où l'administration américaine, nouvellement installée, procédait à une révision générale de sa politique de coopération avec la Russie pour l'élimination des surplus de plutonium militaire. Il en résulte une discrétion des scientifiques américains sur cette question, qui a néanmoins fait l'objet de plusieurs exposés tant russes qu'américains sur l'utilisation du plutonium en réacteur et sur son immobilisation sous forme stable et non-proliférante : les programmes américano-russe et franco-germano-russe se poursuivent.

L'ensemble des recherches effectuées en France dans le cadre établi par la loi de 1991 sont présentées dans le rapport annuel de la CNE : il n'est pas utile d'y revenir ici, si ce n'est pour indiquer que le CEA a saisi l'opportunité de la conférence pour exposer ses orientations stratégiques nouvelles en matière de développement de réacteurs et de combustibles : choix de concentrer ses efforts sur le développement de réac-

teurs à caloporteur gaz, avec pour objectif de réaliser un réacteur de démonstration d'ici à 2012 sur le site de Cadarache, démonstration de la faisabilité d'une consommation accrue de plutonium dans les réacteurs à eau sous pression, poursuite de l'étude de la transmutation des actinides mineurs dans des systèmes spécifiques à réacteur sous-critique piloté par accélérateur.

Le CEA a indiqué qu'il conviendrait d'étudier la possibilité de construire un démonstrateur d'un tel système, *a priori* aux États-Unis et dans un cadre de coopération internationale unissant la France, le Japon, les USA et d'autres pays, principalement les pays européens dès à présent associés à la France dans ce domaine.

Les études d'ensemble relatives au cycle ont été présentées principalement par la France et par le Japon, qui ont jusqu'à présent suivi des voies parallèles. Les chercheurs japonais continuent à étudier de façon approfondie les cycles comportant des réacteurs à neutrons rapides. Ces études se poursuivent aussi aux États-Unis. On note aussi que les études sur les cycles du thorium ont été présentées par des scientifiques de plusieurs pays : ces études témoignent de l'intérêt constant qui est porté à l'emploi du thorium dans une perspective de long terme, en dépit des difficultés de mise en œuvre.

Les travaux relatifs aux combustibles portent sur l'industrialisation du combustible MOX et sur les combustibles innovants :

- combustibles pour réacteur HTR, qui ont été testés en conditions extrêmes dans le réacteur à haut flux de Petten ;
- combustibles vibrocompactés : des essais en réacteur ont été effectués en Russie ;
- combustibles au plutonium pour l'élimination des stocks excédentaires de Pu ;
- combustibles métalliques pour réacteurs à neutrons rapides ;
- combustibles mixtes U-Th (des irradiations expérimentales sont prévues dans le réacteur HFR à Petten, et à la centrale d'Obrigheim) ;

ainsi que tous les travaux du CEA (combustibles CORAIL et APA pour consommation accrue de plutonium, etc.).

L'étude de cibles de transmutation, qui se poursuit essentiellement en France et au Japon, a donné lieu, en particulier, à

des irradiations expérimentales dans le cadre du programme européen EFFTRA, dont on résume ici les principaux résultats acquis jusqu'à présent.

Le programme EFFTRA a commencé en 1992. Les expérimentations, effectuées principalement dans le réacteur à haut flux de Petten (Pays-Bas) mais aussi à PHENIX (où elles devraient se poursuivre après redémarrage de ce réacteur), ont porté sur la transmutation du technétium, de l'iode et de l'américium.

Les expériences sur la transmutation du technétium ont permis de conclure qu'il n'y a pas de limitations techniques à l'utilisation du technétium métallique comme cible de transmutation. De sérieuses difficultés ont été éprouvées à l'irradiation d'iodure de plomb, corrosif et dont le gonflement est excessif, de triiodure de cérium et d'iodure de sodium. En ce qui concerne la transmutation de l'américium, les expérimentations effectuées jusqu'à présent sur des composés inertes et sur des premiers composés d'américium ne permettent pas à ce jour de conclure sur sa faisabilité technique.

De très nombreux exposés ont été présentés sur les procédés de retraitement, qui font l'objet de recherches intenses au Japon, en Russie et en Europe, spécialement en France. Les présentations à GLOBAL respectivement sur les procédés hydrométallurgiques et sur les procédés pyrochimiques se partagent à peu près également en nombre.

L'état des recherches françaises (et européennes, qui en sont une extension) est présenté annuellement par la CNE.

Les recherches japonaises portent non seulement sur le procédé SETFICS, dérivé du procédé américain TRUEX, mais aussi sur divers procédés qui paraissent encore loin de la faisabilité technique. Quelques communications japonaises et russes traitent de la récupération des métaux nobles.

Les recherches sur les procédés pyrochimiques sont particulièrement actives en Russie, dans la perspective de leur appli-

cation future au cycle des réacteurs à neutrons rapides, au projet de système à réacteur sous-critique (CASCADE - système à réacteur à sels fondus, comportant une zone sur-critique, centrale, et une zone sous-critique périphérique). Les deux seules entreprises industrielles de retraitement (BNFL, COGEMA) se sont associées pour exprimer leurs doutes sur la faisabilité de l'application industrielle de ces procédés.

De multiples présentations ont été données de réacteurs « avancés » étudiés dans le cadre du forum international GENERATION IV, plus spécialement de ses groupes de travail n° 2 (réacteurs à caloporteur gaz : CO<sub>2</sub>, He) et n° 4 (systèmes « non classiques » : réacteur « encapsulé », réacteurs à sels fondus...). Une large place a été faite aux études de systèmes sous-critiques pilotés par accélérateur : le projet AAA américain n'a fait l'objet que d'une présentation globale ; seuls, les travaux européens, japonais et russes ont fait l'objet d'exposés spécialisés portant sur divers points délicats de la conception de ces systèmes.

En ce qui concerne les recherches effectuées à l'étranger, les recherches sur le conditionnement des déchets ont porté essentiellement sur l'immobilisation du plutonium, sujet sur lequel la recherche en Russie a été particulièrement active.

L'entreposage de longue durée est un thème d'étude spécifiquement français : aucune communication étrangère n'a été présentée à ce sujet, qui a fait l'objet d'une dizaine de présentations par le CEA et EDF.

Les conférences bisannuelles GLOBAL font aussi l'état des recherches sur le stockage des déchets, mais ne sont pas orientées préférentiellement vers ce sujet. Les questions traitées à Paris sont donc loin d'être représentatives de l'ensemble des recherches dans ce domaine qui est bien plus complètement couvert par la conférence « MIGRATION » (cf. annexe n° 7). On notera surtout le bilan d'exploitation, très favorable, que l'exploitant du dépôt géologique américain WIPP a pu présenter au terme d'un an et demi d'exploitation, associée, il faut le noter, à la poursuite de recherches en coopération avec les agences étrangères.

## **Annexe 9**

# ***Failles et séismes dans la région de Bure : avis d'expert émis par l'Institut de Physique du Globe et Conclusions de la Commission Nationale d'Évaluation***



Laboratoire de Tectonique, Mécanique de la  
Lithosphère

**INSTITUT DE PHYSIQUE  
DU GLOBE DE PARIS**

4, Place Jussieu - 75252 Paris Cedex 05 -  
France

Fax :01.44.27.24.40 Tel :01.44.27.39 05

**Rapport sur le dossier de J. Muller et A. Mourot « Failles  
et séismes dans la région de Bure »**

**Bertrand Meyer  
Physicien Adjoint, IPG Paris**

### **Contenu du dossier.**

Les auteurs présentent la déformation des calcaires subhorizontaux du Kiméridgien telle qu'ils ont pu l'observer lors d'une courte mission sur le terrain. Ils décrivent des diaclases (pas de mouvement dans le plan de la diaclase) et quelques failles de rejet métrique. Ils présentent leurs interprétations des cartes géologiques, profils sismiques et de la géométrie du réseau hydrographique pour conclure à l'existence d'une grande zone faillée, essentiellement décrochante, dans la région de Bure. Ils fournissent plusieurs cartes, à diverses échelles, de cette zone faillée (planches 1 à 4, figures 4 et 5), qu'ils associent à une discontinuité majeure longue de 6000 km et large de 400 km qui selon eux s'étendait de l'Afrique à la Sibérie il y a 260 millions d'années. Enfin, ils attribuent la sismicité régionale (séismes de magnitudes comprises entre 1.9 et 2.7) à cette zone faillée et concluent qu'il s'agit d'une structure active. Les auteurs mentionnent que sur les 30 séismes enregistrés dans la région depuis 1980, plus de la moitié ont eu lieu dans les quatre dernières années. Ils en concluent que la fréquence des séismes s'accélère et que l'occurrence d'un séisme de magnitude plus élevée est possible.

### **Analyse du dossier.**

#### Existence d'une grande zone de faille décrochante ?

A petite échelle, les observations réalisées par les auteurs concernent de très faibles déformations sur de petites failles. Pour exemple, le rejet fini de la faille inverse figurée en bas de la planche 5 est de 60 cm depuis le Kimméridgien. Une des failles verticales de la carrière de Vignory montre des stries subhorizontales et un décalage vertical des bancs de seulement 2-3 cm. En prenant un pitch de  $1^\circ$  (angle entre la direction du vecteur glissement et l'horizontale du plan de faille) pour maximiser la composante décrochante du glissement sur la faille, on obtient un déplacement fini inférieur à 2m.

A l'échelle intermédiaire, les critères utilisés pour déterminer le tracé des failles régionales d'après la géophysique ou l'analyse du réseau hydrographique ne sont pas bien décrits. Le tracé des failles est d'ailleurs différent sur chacune des cartes fournies.

Enfin, à grande échelle, associer ces failles à un gigantesque couloir décrochant, de dimensions supérieures à la faille de San-Andréas, allant de l'Afrique à la Sibérie est surprenant. Avancer que l'activité de ce système, plus ou moins continue depuis 260 millions d'années, serait démontrée par l'occurrence de séismes majeurs n'est pas raisonnable.

#### Caractère actif de cette supposée grande zone de faille ?

Les quelques séismes enregistrés dans la région ont des magnitudes comprises entre 1.9 et 2.7. Conformément aux lois d'échelles reliant magnitude, longueur de rupture et décalage cosismique, de tels séismes concernent des plans de dimensions réduites, inférieur au  $\text{km}^2$ , et des déplacements cosismiques très faibles, de l'ordre du cm. Ces séismes ne peuvent donc être utilisés pour établir la preuve de l'activité de failles de dimensions beaucoup plus importantes. L'attribution de petits séismes à de grandes failles, exercice délicat lorsqu'il s'agit de failles reconnues actives, est illusoire dans la région de Bure.

### **Conclusions.**

L'existence d'un décrochement majeur dans la région de Bure n'est pas démontrée. Rappelons que les couches affectées par de grands décrochements ont parfois de forts pendages et souvent une fabrique verticale. Rappelons que les rejets finis associés aux grands décrochements (faille de San-Andréas, faille Nord Anatolienne, décrochements asiatiques) sont de l'ordre de ou supérieur à la centaine de kilomètres. Dans la région de Bure, les calcaires kimméridgiens sont subhorizontaux et les limites géologiques entre les différentes unités géologiques ne sont pas significativement décalées par les failles reportées sur les cartes géologiques. Les informations disponibles indiquent donc que cette région n'a été soumise qu'à de très faibles déformations depuis la mise en place des calcaires kimméridgiens, il y a environ 140 Ma.

La microsismicité observée dans la région de Bure ne démontre pas la présence de failles actives susceptibles de produire des séismes destructeurs. La région de Bure est caractérisée par un petit nombre de séismes de faible magnitude. Il s'agit d'une région peu sismique du territoire national, lui-même peu sismique par rapport au reste du pourtour méditerranéen. Enfin, l'échantillon statistique insuffisant explique vraisemblablement l'accélération du bruit de fond de la sismicité régionale dans les quatre dernières années. Ce phénomène d'accélération de la sismicité, très discuté pour les régions les plus sismiques du globe, n'est pas significatif dans la région de Bure.

Déterminer le potentiel sismique de cette région est un souci légitime. L'analyse proposée n'est malheureusement pas au niveau des standards internationaux en matière d'aléa sismique.

**Paris, le 30/04/2002**

**Bertrand Meyer**



**COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION DES RECHERCHES  
SUR LA GESTION DES DECHETS RADIOACTIFS  
(INSTITUEE PAR LA LOI DU 30 DECEMBRE 1991)  
TOUR MIRABEAU  
39-43 QUAI ANDRE CITROEN  
75015 PARIS**

**PRESIDENT : BERNARD TISSOT**

☎ 01 40 58 89 05 - FAX. : 01 40 58 89 38

CNE/RP/CJ/N° 2002-165  
Paris le 7 mai 2002

Monsieur FITOUSSI  
Préfet de la Meuse  
Président du CLIS  
40 rue du Bourg  
55000 BAR LE DUC

Monsieur le Préfet,

Faisant suite à nos échanges, et au souhait exprimé par Monsieur le député François DOSE, Monsieur MOUROT, membre du CLIS, assisté par Monsieur MULLER, ont été reçus à la Commission Nationale d'Evaluation qui a organisé, le 4 avril 2002, une réunion de discussion scientifique sur les séismes et les failles dans la région de Bure.

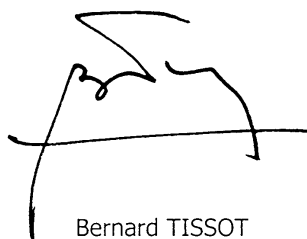
La CNE a fait examiner le dossier soumis par le CLIS par un expert en tectonique et en sismologie, Monsieur Bertrand MEYER, de l'Institut de Physique du Globe de Paris.

Un compte rendu de la réunion a été établi, et l'expert a rédigé un rapport de synthèse : je joins à la présente lettre ces deux documents.

La Commission nationale a examiné le 25 avril 2002 l'ensemble de ces documents, le "Référentiel géologique" annexé au dossier transmis par ANDRA au début de l'année 2002, ainsi qu'un fax transmis par Monsieur MULLER le 24 avril 2002. Sur ces bases, la Commission nationale considère qu'il est hautement improbable que la région de Bure soit située sur une grande zone de faille décrochante à l'échelle continentale. Par ailleurs, le risque d'une activité sismique significative paraît très faible : la région n'a été soumise qu'à de très faibles déformations, depuis environ 140 millions d'années.

Il n'en demeure pas moins - les personnes qui se sont rencontrées s'accordent sur ce point, et la CNE en est convaincue - que la fracturation des roches et son influence sur les éventuelles circulations d'eau dans les formations géologiques autour du laboratoire souterrain doivent faire l'objet d'études approfondies. C'est le rôle principal du laboratoire souterrain qui permettra de procéder à des observations directes sur l'intégrité ou la fracturation de la couche argileuse du Callovo-Oxfordien.

Je vous prie d'agréer, Monsieur le Préfet, l'expression de ma considération distinguée.



Bernard TISSOT

# Glossaire

**AAA** - **Advanced Accelerator Applications**, projet du DOE reprenant le projet ATW (cf. cet acronyme) et un projet d'utilisation des accélérateurs pour la production de tritium.

**Absorption X** - Technique d'analyse spectrométrique fondée sur la mesure de l'atténuation d'un faisceau de rayons X traversant l'échantillon.

**ACC** - **Atelier de Compactage des Coques** (en cours de construction à La Hague).

**Actinide** - Radioélément naturel ou artificiel, de numéro atomique compris entre 89 (actinium) et 103 (Lawrentium).

**Activité labile** - Terme qui caractérise l'activité radioactive mobilisée facilement à partir des déchets, par exemple lors du contact avec l'eau.

**ADOPT** - **Coordination Network on ADvanced Options for Partioning and Transmutation**, réseau européen de coordination des activités de recherches sur la séparation et la transmutation.

**ADT** - **Accelerator Driven Test**, projet américain de démonstrateur de système hybride.

**ADTF** - **Accelerator Driven Test Facility**.

**ADS** - **Accelerator Driven System**, système de transmutation assistée par accélérateur.

**AEN** - Voir OCDE/AEN.

**AIEA** - **Agence Internationale de l'Energie Atomique** - Vienne - Autriche - Agence spécialisée de l'ONU.

**ALLIANCES** - **Atelier Logiciel d'Intégration, d'Analyse et de Conception pour l'Entreposage et le Stockage**. Outil logiciel destiné à faire communiquer entre eux différents codes de calcul et à les utiliser dans un environnement homogène et maîtrisé.

**AM** - Abréviation de : **Actinide Mineur** (Np, Cm, Am, Cf, Bk, Es).

**Amorphisation** - Transformation de l'état cristallin à l'état amorphe.

**AMSTER** - **Actinides Molten Salt TransmutER**. Concept de réacteur critique à neutrons thermiques, utilisant un combustible caloporteur à uranium enrichi en sels fondus, modéré par du graphite.

**An** - Abréviations pour désigner les actinides.

**ANDRA** - **Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs**.

**ANL** - **Argonne National Laboratory** (laboratoire national d'Argonne aux Etats-Unis).

**ANSTO** - **Australian Nuclear Science and Technology Organization** - Organisation australienne pour la science et la technologie nucléaires.

**APA** - **Assemblage Plutonium Avancé**. Assemblage combustible hétérogène formé de crayons contenant des pas-

tilles annulaires d'oxyde de plutonium sans uranium, environnés de crayons UOX standard. Ce concept permet d'envisager le multirecyclage du plutonium en REP.

**Apatites** - Composés naturels et artificiels dérivant d'un phosphate de calcium par substitution soit des groupements OH, soit du phosphore soit du calcium par de nombreux anions ou cations. Ils possèdent de fortes propriétés de sorption pour de nombreux radionucléides susceptibles de migrer dans la géosphère. Ils peuvent être utilisés comme matrice de confinement par exemple, l'apatite iodovanadoplombreuse : composé spécifique pour le piégeage de l'iode.

**APSS** - **Analyse Phénoménologique des Situations de Stockage**, effectuée par l'ANDRA pour décrire l'ensemble des phénomènes se produisant dans un dépôt géologique et à son voisinage.

**AQUABIOS** - Logiciel de calcul utilisé par l'ANDRA destiné au calcul de la dose engagée, résultant du rejet de radionucléides dans la biosphère.

**Argiles à Opalines** - Formation du Dogger située dans le Jura plissé (Mont-Terri - Canton du Jura en Suisse). Formation renfermant des minéraux argileux gonflants.

**Argilite** - Roche argileuse (teneur en argile comprise approximativement entre 30 et 40 %) peu stratifiée et indurée par compaction. L'argilite du callovo-oxfordien (site de l'Est) contient 35 à 40 % de minéraux argileux (comme la montmorillonite, l'illite, etc.) classés dans les groupes des smectites et des illites.

**Åspö** - Site d'implantation d'un laboratoire souterrain méthodologique : HRL - **Hard Rock Laboratory** - Suède.

**ATALANTE** - **ATelier Alpha et Laboratoires ANalyses, Transuraniens et Etudes de retraitement** - Installation CEA de Recherche et Développement sur le retraitement et les déchets (séparation des éléments à vie longue, chimie des actinides et du retraitement, conditionnement des déchets de haute activité en matrice de verre ou de céramique, chimie analytique, etc.). Permet de travailler dans des cellules blindées en milieu de haute activité. Comporte deux tranches ATALANTE 1 et ATALANTE 2. Projet en 1985, construction de Atalante 1 achevée en 1990, mise en service en 1992 (Marcoule).

**ATW** - **Accelerator Transmutation of nuclear Waste** - Projet de transmutation proposé par le Laboratoire National de Los Alamos (LANL) qui est basé sur l'utilisation d'un accélérateur de haute intensité pour la transmutation dans un réacteur sous-critique.

**Bentonite** - Roche argileuse formée principalement de beidellite et de montmorillonte (smectite). La bentonite M80, dont l'emploi est envisagé pour la réalisation de barrières ouvragées, contient plus de 80 % de montmorillonite.

**BIOCLIM** - Projet européen de recherche, unissant la France, l'Espagne, l'Allemagne, la Belgique, le Royaume-Uni et la République Tchèque pour l'établissement des



bases scientifiques nécessaires à la prise en compte des changements climatiques à très long terme dans les modèles d'évaluation de sûreté du stockage en formation géologique profonde.

**BIOMASS** - **BIO**sphere **M**odelling and **A**SSessment - Programme coordonné de recherche de l'AIEA pour la modélisation des biosphères et le choix des biosphères de référence.

**BIOMOVS** - **BIO**spheric **M**odel **V**alidation **S**tudy - Étude de validation des modèles de la biosphère.

**BIOSPHERE** - Ensemble des écosystèmes de la planète terre, comprenant tous les êtres vivants et le milieu où ils vivent.

**Bis-triazine-pyridine** - Molécule azotée qui comporte deux cycles triazinyl à trois atomes d'azote lié à un cycle pyridine à un atome d'azote. Sur les sept atomes d'azote trois sont des atomes donneurs.

**BNFL** - **British Nuclear Fuels Limited** : Compagnie Britannique des combustibles nucléaires (Royaume-Uni).

**BO** - Barrière ouvragée.

**BRGM** - **Bureau de Recherches Géologiques et Minières**.

**BRIGHT** - Voir **CODE BRIGHT**.

**Britholite** - Variété d'apatite : phosphate de calcium et de terres cériques, matrice candidate pour le confinement de déchets radioactifs.

**BTP** - Voir bis-triazine-pyridine.

**Bure** - Commune située dans le département de la Meuse ; c'est sur son territoire qu'est réalisé un laboratoire souterrain.

**CAC** - Programme « Critères d'Acceptation et Caractérisation » initié en 1999 par le CEA.

**Calcinats de produits de fission** - Les solutions de produits de fission renferment les actinides mineurs et de faibles traces de plutonium et d'uranium (environ 0,1 %), issues du retraitement ; elles sont calcinées après ajout de divers composés (première étape du procédé de vitrification), puis le calcinat est mélangé à de la fritte de verre et le mélange est porté en fusion (deuxième étape du procédé de vitrification). Les calcinats de produits de fission désignent les résidus que l'on obtiendrait à l'issue de la première étape de vitrification avec ou sans ajouts des composés.

**Calixarène** - Famille de molécules organiques ayant une forme de calice qui comprend des groupements aryles ( $C_6H_4$ ) et des groupements arènes ( $CH_2$ ) sur lesquels on peut greffer des radicaux fonctionnels spécifiques destinés à la complexation de certains éléments.

**CALIXARENE** - Programme de recherches du CEA pour l'étude d'un procédé d'extraction mettant en œuvre des calixarènes (voir ce mot). Nom de ce procédé.

**Callovo-oxfordien** - Série argileuse rencontrée en particulier dans le site de l'Est ; le callovo-oxfordien fait partie du Jurassique supérieur et est âgé de 150 millions d'années.

**CASTEM 2000** - Code généraliste aux éléments finis permettant de résoudre des problèmes en mécanique des solides, mécanique des fluides et thermique.

**Catalyse** - Domaine de la chimie dédié à l'étude des vitesses de réaction dont la modification est liée à la présence de certaines substances (catalyseurs) qui se retrouvent intactes à la fin de la réaction ; la mousse de platine constitue un catalyseur utilisé fréquemment en chimie.

**CBP** - **Chaîne Blindée de Procédé** : installation d'essai de pilotes de procédés, dans l'installation ATALANTE du CEA à Marcoule.

**CEA** - Commissariat à l'Énergie Atomique.

**CEMRACS** - **Centre d'Été Mathématique de Recherches Avancées en Calcul Scientifique**.

**Céramiques** - Composés minéraux élaborés à haute température par frittage. Ces matériaux sont à l'étude pour le conditionnement des déchets car ils permettent d'incorporer des radionucléides dans leur structure.

**CERCER** - Matériau combustible nucléaire céramique intégré dans une matrice céramique inerte.

**CERMET** - Matériau combustible nucléaire céramique intégré dans une matrice métallique.

**CERN** - **Centre Européen pour la Recherche Nucléaire**. Laboratoire européen pour la physique des particules, situé près de Genève - Suisse.

**CESAR** - Code de calcul destiné à évaluer les caractéristiques des combustibles irradiés (masse d'actinides, de produits de fission, d'activation) et leur évolution dans le temps. Le code actuellement utilisé est **CESAR 4**.

**Champ proche** - Partie d'une installation de stockage final de déchets radioactifs soumise à des perturbations thermiques, hydrauliques, mécaniques et chimiques notables.

**Champ lointain** - S'oppose à champ proche ; partie de la géosphère entourant une installation de stockage final de déchets radioactifs, non soumise à des perturbations thermiques, hydrauliques, mécaniques ou chimiques notables.

**CHICADE** - **CH**imie et **CA**ractérisation des **DE**chets de faible et moyenne activité - INB 156, destinée à des procédés de traitement et de conditionnement de déchets ; mise en service en 1994 - CEA Cadarache.

**Chlorite** - Minéral argileux.

**CIEMAT** - **Centro de Investigacion Energetica MedioAmbiental y Tecnologica** - Centre de recherche pour l'énergie, l'environnement et la technologie (Espagne).

**Ciment** - Composé constitué essentiellement d'un mélange ternaire de  $CaO$ ,  $Al_2O_3$  et  $SiO_2$ . Les deux principales catégories de ciments sont les ciments CPA et les ciments CLC. Les ciments CPA sont plus riches en  $Al_2O_3$  qu'en  $SiO_2$ , les CLC sont plus riches en  $SiO_2$  qu'en  $Al_2O_3$  (voir aussi : mortier de ciment).

**CIPR** - **Commission Internationale de Protection Radiologique** (sigle anglais : **ICRP** - **International Commission on Radiological Protection**).

**CLAB** - **Centralt mellanLager för Använt kärnBränsle**. Installation suédoise d'entreposage centralisé du combustible irradié.

**CLTC** - **Comportement à Long Terme des Colis** : Projet de recherche qui a pour objectif d'élaborer et de qualifier expérimentalement la modélisation des mécanismes contrôlant l'évolution à long terme des colis, en système fermé ou en interaction avec leur environnement, en conditions d'entreposage de longue durée et du point de vue de l'aptitude au stockage, en situations nominales ou dégradées.

**CMPO** - **Oxyde de CarbamoylMéthylPhosphine** (sigle générique) ; la molécule utilisée est l'oxyde d'octyl-phényl N, N di-isobutyl. Cette molécule est utilisée dans le procédé TRUEX.

**CNE** - **Commission Nationale d'Evaluation**.

**CNRS** - Centre National de la Recherche Scientifique.

**COCON** - Programme de recherches du CEA sur la **CO**rrosion des **CON**teneurs

**CODE BRIGHT** - **CO**upled **DE**formation, **BR**ine, **Gas** and **Heat** Transport - Couplage de la déformation et des transports de la saumure, du gaz et de la chaleur. Code développé et utilisé par l'UPC (cf. cet acronyme).

**COGEMA** - **CO**mpagnie **GE**nérale des **MA**tières nucléaires - Filiale de CEA-Industrie.

**Colis d'entreposage** - Colis constitué d'un ou plusieurs « colis primaire stockable » et d'un conteneur d'entreposage. Ce colis peut se réduire à un « colis primaire stockable », s'il se prête à entreposage en l'état.

**Colis primaire** - Colis tel qu'il est issu de l'installation de traitement de déchets du producteur en vue de son entreposage dans ses propres installations.

**Colis primaire stockable** - Colis tel qu'il est issu de l'installation de traitement de déchets du producteur en vue de son entreposage et dont les propriétés sont telles qu'il puisse être ultérieurement accepté pour aller, sans modification, au stockage. Ce colis peut être, si ses propriétés le permettent, un colis primaire

**Colis de stockage** - Colis constitué d'un ou plusieurs « colis primaire stockable » et d'un conteneur de stockage. Ce colis peut être, si ses propriétés le permettent, un « colis d'entreposage ».

**Colis type** - Colis représentatif d'un sous ensemble de colis auquel est associé un référentiel homogène d'options de sûreté et de performances dans un entreposage de longue durée.

**Commission Castaing** - Du nom de son Président, cette Commission désigne en fait trois groupes de travail qui ont successivement, à la demande des Pouvoirs Publics, évalué la gestion des combustibles irradiés (1981-1982), le Programme général de gestion des déchets radioactifs proposé par le Commissariat à l'énergie atomique (1983), et enfin les Recherches et développements en matière de gestion des déchets radioactifs (1983-1984).

**Complexant** - Se dit d'une molécule conduisant à la formation d'un complexe généralement à partir d'un cation ; dans l'entité ainsi formée les cations perdent leurs propriétés individuelles.

**Conteneur** - Récipient fermé manutentionnable destiné au transport et/ou à l'entreposage et/ou au stockage de matières radioactives.

**COPPEC** - Dispositif thermo-hydraulique expérimental réalisé par le CEA pour la validation de la loi d'échange thermique entre fluide et paroi, en régime de convection mixte.

**Coques et embouts** - Déchets de structure provenant des assemblages de combustible nucléaire principalement des morceaux de gaines de zircaloy, des têtes et des pieds en acier inoxydable ou en inconel.

**CORAIL** - Assemblage combustible composite constitué de crayons MOX et UOX ; ce type d'assemblage consomme le plutonium qu'il produit.

**COS** - Comité d'**O**rientation et de **S**uivi, organe, créé par l'ANDRA, participant à la gestion du programme expérimental du laboratoire souterrain de Bure.

**COSRAC** - Comité de **S**uivi des **R**echerches sur l'**A**val du **C**ycle, chargé, sous l'égide du MRT (voir cet acronyme),

de la coordination des recherches menées dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991.

**COUPLEX** - Exercices, conduits par l'ANDRA, de modélisation et de simulation des transferts de radionucléides d'un stockage souterrain à la surface. Ces exercices sont destinés à tester différentes approches de simulation.

**COVRA** - **C**entral **O**rganisatie **V**oor **R**adioactief **A**fval - Organisation centrale (hollandaise) pour les déchets radioactifs.

**CPA** - **C**iment **P**ortland **A**rtificiel.

**Creuset froid** - Technique utilisant un creuset de fusion qui permet de fondre des produits solides tout en maintenant ses parois froides afin d'éviter les phénomènes de corrosion ; les parois sont refroidies à l'eau ; la fusion est réalisée à l'aide d'un courant induit ; le creuset comporte des secteurs séparés pour laisser passer l'induction créée par un champ électromagnétique.

**Critères d'acceptation en entreposage** - Ensemble de paramètres caractérisables permettant de confirmer l'appartenance d'un colis à une famille définie à laquelle est rattachée un « colis type » acceptable en entreposage de longue durée.

**CSA** - **C**entre de **S**tockage de l'**A**ube - Centre de stockage des déchets radioactifs de catégorie A, géré par l'ANDRA (France) et actuellement en exploitation.

**CSD** - **C**olis **S**tandard de **D**échets ; dénomination de la COGEMA pour les conteneurs susceptibles de recevoir les déchets vitrifiés (CSD-V) et compactés (CSD-C).

**CTT** - **C**omité **T**echnique **T**hématique constitué entre l'ANDRA et le CEA.

**CUBE** - **C**onteneur **U**niversel pour déchets **B** en **E**ntreposage. Conteneur assurant à lui seul la fonction de confinement, et permettant de plus la reprise des déchets après la période d'entreposage.

**DAIE** - **D**emande d'**A**utorisation d'**I**mplantation et d'**E**xploitation pour les laboratoires souterrains ; les conditions de présentations d'une telle demande sont précisées dans l'arrêté du 16 juillet 1993 - Désigne aussi l'ensemble des documents soumis à l'enquête publique par l'ANDRA.

**Déchets** - Au sens de l'article L 541-1 du code de l'environnement, est considéré comme un déchet tout résidu d'un processus de production, de transformation ou d'utilisation, toute substance, matériau, produit ou plus généralement tout bien meuble abandonné ou que son détenteur destine à l'abandon.

**Déchets de catégorie A** - Déchets de faible et moyenne activité ne renfermant principalement que les émetteurs à vie courte ou moyenne (période  $\leq 30$  ans) et des émetteurs en faible quantité ( $\leq 3,7$  GBq/t ou 0,1 Ci/t, limite de l'activité  $\alpha$  après 300 ans).

**Déchets de catégorie B** - Déchets de faible et moyenne activité renfermant des émetteurs de longue période et notamment des émetteurs  $\alpha$  en quantité importante ( $> 3,7$  GBq/t ou 0,1 Ci/t en activité  $\alpha$ , et en moyenne excepté pour des radionucléides spécifiques,  $< 370$  GBq/t ou 10 Ci/t en activité  $\beta\gamma$ ).

**Déchets de Catégorie C** - Déchets de haute activité renfermant des quantités importantes de produits de fission, d'activation et d'actinides. Ils génèrent une énergie thermique notable. Ce sont principalement les déchets vitrifiés. Le combustible irradié qui ne sera pas retraité peut être également considéré comme un déchet de haute activité.

Les déchets de catégorie A sont normalement stockés en site de surface (Centre de Stockage de la Manche, Centre de Stockage de l'Aube) ; les déchets de catégorie B et C sont placés en entreposage et relèvent des recherches que l'on doit conduire dans le cadre de l'article L 542 du Code de l'environnement.

**Déchets nucléaires ou radioactifs** - Ce sont « des matières radioactives sous forme gazeuse, liquide ou solide pour lesquelles aucune utilisation ultérieure n'est prévue par la partie contractante ou par une personne physique ou morale dont la décision est acceptée par la partie contractante, et qui sont contrôlées en tant que déchets radioactifs par un organisme de réglementation conformément au cadre législatif et réglementaire de la partie contractante » (Convention commune sur la sûreté de la gestion des combustibles usés et sur la gestion des déchets radioactifs, signée le 5 septembre 1997).

**Déchets ultimes (Article L 541-1 du Code de l'environnement)** - « Est ultime ... un déchet, résultant ou non du traitement d'un déchet, qui n'est plus susceptible d'être traité dans les conditions techniques et économiques du moment, notamment par extraction de la part valorisable ou par réduction de son caractère polluant ou dangereux ». À compter du 1<sup>er</sup> juillet 2002, les installations d'élimination des déchets par stockage ne sont autorisées à accueillir que des déchets ultimes.

**DGSNR** - Direction Générale de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection, direction de l'Administration centrale placée sous la tutelle conjointe du Ministère de l'économie, des finances et de l'industrie, du Ministère délégué à l'industrie, aux petites et moyennes entreprises, au commerce, à l'artisanat et à la consommation, du Ministère de l'emploi et de la solidarité, du Ministère délégué à la santé, et du Ministère de l'aménagement du territoire et de l'environnement.

**DHA** - Ensemble de cellules de l'installation ATALANTE pour l'étude du conditionnement des Déchets de Haute Activité.

**Diamex** - Procédé, développé par le CEA, de séparation des actinides et des lanthanides utilisant comme extractant une diamine de la série des malonamides.

**Diamide** - Famille de molécules organiques du type  $(R_2NCO)_2$  où R est constitué de groupements d'atomes de carbone et d'hydrogène.

**Diffraction X** - Technique permettant de déterminer la structure cristallographique (distances interatomiques et angles de liaison). Elle est basée sur l'étude des figures de diffraction des rayons X par l'échantillon et l'analyse s'effectue en mesurant la direction et l'intensité des maximums de diffraction.

**DIFFU-CA** - Code de calcul développé au CEA pour la modélisation simplifiée et la prédiction dans le temps de la cinétique et des mécanismes de dégradation chimique des matériaux à base de liant hydraulique au contact d'une solution agressive (chimie du calcium de la portlandite et des CSH).

**DIFFUZION** - Code de calcul développé au CEA pour la modélisation phénoménologique ainsi que la prédiction dans le temps de la cinétique et des mécanismes de dégradation chimique des matériaux à base de liant hydraulique au contact d'une solution agressive.

**Dithiophosphinique** - Molécule acide du type  $RR'(SH)P=S$  comportant deux atomes de soufre donneurs ; elles sont utilisées pour l'extraction des actinides et des lanthanides.

**DMDOHEMA** - Diméthyl-di-octyl-hexylethoxymalonamide malonamide utilisé pour l'extraction des actinides et lanthanides (cf. DIAMEX).

**DOE** - Department Of Energy - Ministère de l'Énergie des États-Unis, dont dépend l'office chargé de la gestion des déchets radioactifs d'origine civile (OCRWM)

**Dogger** - Âge géologique du secondaire appartenant au Jurassique moyen s'étendant sur une période comprise entre 180 et 154 millions d'années.

**DTL** - Drift Tubes Linac - Structure accélératrice à tubes de glissement pour les énergies de 5 à 100 MeV.

**EDF** - Electricité De France.

**E-EVSE** - Extension-Entreposage des Verres Sud-Est. Installation d'entreposage de résidus vitrifiés au sud-est du site industriel COGEMA de retraitement de La Hague (Manche).

**EFFTRA** - Experimental Feasibility of Targets for TRANsmutation (études sur la faisabilité expérimentale des cibles pour la transmutation) ; études menées dans le cadre européen sur la transmutation des actinides mineurs et des produits de fission à vie longue.

**ELD** - Entreposage de Longue Durée. Désigne aussi un programme général de recherches du CEA pour l'entreposage de longue durée des déchets radioactifs et du combustible usé.

**ENEA** - Ente Nazionale per la ricerca e lo sviluppo delle Energie nucleare e Alternative - Comité pour la recherche et le développement de l'énergie nucléaire et des énergies alternatives (Italie).

**ENRESA** - Empresa Nacional de Residuos Radioactivos SA - Entreprise nationale des déchets radioactifs (Espagne).

**Entreposage** - « S'entend de la détention de combustible usé ou de déchets radioactifs dans une installation qui en assure le confinement, dans l'intention de les récupérer » (Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs signée le 5 septembre 1997).

**Entreposage de longue durée** - L'entreposage est un mode de gestion des colis de déchets assurant, par conception, leur mise en conditions sûres en vue de leur reprise ultérieure. L'entreposage de longue durée se caractérise par le fait que sa conception, sa réalisation et son mode d'exploitation permettent d'envisager, dès l'origine, un entreposage sur une durée séculaire (300 ans au maximum).

**Entreposage de surface** - C'est un entreposage construit à la surface du sol constitué généralement de puits ou alvéoles enterrés surmontés d'un bâtiment qui assure les utilités et la conduite de l'installation. Il existe en France plusieurs entreposages de ce type : CASCAD à Cadarache, les entreposages de verres, bitumes et déchets technologiques à La Hague ; deux entreposages nouveaux de ce même type sont prévus ou en cours de construction : EIP à Marcoule, CEDRA à Cadarache.

**Entreposage de subsurface** - C'est un entreposage situé à une faible profondeur (quelques dizaines de mètres sous la surface du sol). Il comprend des puits ou alvéoles, les utilités, la conduite de l'installation et des galeries creusées à flanc de colline ou de montagne par exemple, permettant l'accès par une voie horizontale ou peu pentue. Il existe un entreposage de ce type (CLAB) à Oskarshamn en Suède. Un autre est en projet par la NAGRA-CEDRA pour Wengen en Suisse.

**ESRF** - European Synchrotron Radiation Facility, source européenne de lumière dans le spectre X, installée à Grenoble.

**ESS** - European Spallation neutron Source - Projet de source européenne de spallation, qui serait constituée d'un accélérateur linéaire de 1,33 GeV, de deux anneaux de compression et d'une cible de spallation (puissance moyenne : 5 MW, fréquence de la macrostructure : 50 Hz).

**Ether-Couronne** - Famille de molécules cycliques formées d'enchaînements de groupements divers qui possèdent des propriétés de complexation vis-à-vis des éléments métalliques ou non.

**Ettringite** - Sulfate hydraté de calcium et d'aluminium (réseau hexagonal) ; matrice proposée pour le confinement de radionucléides.

**EXAFS** - Extended X-ray Absorption Fine Structure.

**Extracteur centrifuge** - Appareillage utilisé dans l'extraction par solvant ; il permet de mélanger et de séparer rapidement et en continu une phase organique et une phase aqueuse.

**FEDEX** - Full-Scale High Level Waste Engineered Barriers EXperiment, projet soutenu par la Commission européenne et par le Ministère fédéral helvétique pour la science et la technologie, pour démontrer la faisabilité de la réalisation d'un système de barrières ouvragées et pour développer des moyens d'évaluation du comportement thermo-hydro-mécanique et thermo-hydro-géochimique d'un tel système.

**Filtres à iode** - Filtres utilisés pour le piégeage de l'iode dans les usines de retraitement ; ils renferment généralement de l'iode 129 (émetteur  $\beta$  à vie longue).

**Fluage** - Déformation lente, sans rupture, d'un matériau, tel qu'une roche, soumis à une contrainte constante.

**FORPRO** - Groupement de recherche entre le CNRS et l'ANDRA créé le 1<sup>er</sup> Janvier 1998 pour les recherches à conduire dans les laboratoires souterrains de qualification (**FOR**mations géologiques **PRO**fondes).

**Fraction annuelle relâchée** - Expression utilisée pour caractériser la quantité de radionucléides qu'un colis de déchets peut relâcher dans l'environnement dans des conditions définies de lixiviation (exprimée généralement en % de l'activité totale du colis).

**Framatome** - Entreprise industrielle française, concepteur, constructeur de réacteurs nucléaires.

**GANIL** - Grand Accélérateur National d'Ions Lourds : installation mixte CEA - CNRS - IN2P3 située à Caen, mise en service en 1983.

**Gaz rares** - Qualifie l'ensemble hélium, néon, argon, krypton et xénon.

**GdR** - Groupement de Recherche ; groupe créé entre le CNRS et des organismes de recherche autour d'un thème commun de recherche.

**GEDEON** - **GE**stion des **DE**chets par des **Options** Nouvelles. Groupement de recherche créé en janvier 1997 entre le CEA, le CNRS et l'EDF pour l'étude des options innovantes dans le domaine de la gestion des déchets (systèmes sous-critiques pilotés par un accélérateur, combustible à base de thorium).

**GENEPI** - Source intense de neutrons pulsés pour étudier, avec MASURCA (voir cet acronyme), la physique des milieux sous-critiques.

**Géosphère** - Milieu géologique, à l'exclusion de la biosphère.

**GOLDSIM** - **GOL**der Associates **SIM**ulation Software Plate-forme logiciel développée par Golder Associates, Inc., pour la simulation de systèmes physiques ou autres et la représentation visuelle de leur fonctionnement. GOLDSIM est conçu pour permettre l'intégration de modules logiciels externes si nécessaire à la représentation de certains systèmes. GOLDSIM a ainsi été utilisé pour l'étude du fonctionnement du dépôt géologique en projet à Yucca Mountain (USA), par intégration des logiciels développés par les laboratoires nationaux américains.

**Graphite** - Matériau constitué essentiellement de carbone, utilisé dans la filière UNGG (uranium naturel - graphite - gaz) ; en tant que déchet il renferme des quantités notables de tritium et de carbone 14 ; il ne peut être actuellement stocké en surface.

**GSI** - Gesellschaft für SchwerIonenforschung - Société pour la recherches des ions lourds (Darmstadt - Allemagne).

**GWj** - Gigawattjour, unité d'énergie (1 GWj =  $24.10^6$  kWh).

**HABOG** - Installation centrale d'entreposage de longue durée de déchets radioactifs, en cours de construction à Borsele (Pays-Bas) et dont le maître d'ouvrage est COVRA (cf. cet acronyme).

**HADES** - High-Activity Disposal Experimental Site, laboratoire souterrain du CEN.SCK construit dans l'argile de Boom à Mol (Belgique).

**HAVL** - Haute Activité à Vie Longue Se dit aussi du projet de l'ANDRA pour la conception d'un stockage souterrain de déchets HAVL. Se dit encore du programme de recherches du CEA sur l'entreposage des déchets de haute activité (déchets de catégorie C - cf. cette expression), au sein du programme ELD (cf. cet acronyme).

**HDEHP** - Diester des alcools éthylique et hexylique et de l'acide orthophosphorique utilisé pour l'extraction des actinides et des lanthanides.

**Hétérogène** - Se dit d'une quantité de matière dont les propriétés ne sont pas uniformes et varient avec la partie de matière considérée. Sur la signification de ce mot en neutronique, voir : Recyclage hétérogène - Antonyme : homogène.

**Hétéropolyanions** - Famille d'anions polymères présents en solution aqueuse qui comportent en général deux éléments associés à des atomes d'oxygène et des groupements hydroxyles (OH) comme les phosphotungstates ( $P_2W_{17}O_{61}^{10-}$ ). La polymérisation conduit à des oxoanions monomères. Ils complexent les actinides tétra et hexavalents et les stabilisent.

**HFR** - High Flux Reactor : réacteur expérimental thermique à haut flux au Centre Commun de Recherche de Petten (Pays-Bas).

**HINDAS** - Programme du 5<sup>ème</sup> PCRD, ayant pour but la collecte de données nucléaires relatives à la réaction de spallation (voir ce mot).

**Hollandite** - Oxyde mixte de titane, d'aluminium et de baryum faisant partie du synroc en tant que minéral composite de formule  $Ba(AlTi)_2Ti_6O_{16}$ .

**Homogène** - Se dit d'une quantité de matière dont toutes les propriétés paraissent pratiquement constantes en toutes ses parties, à laquelle on la considère. Pour la signification de ce mot en neutronique, voir : Recyclage homogène. Antonyme : hétérogène.

**HTR** - **H**igh **T**emperature **R**eactor, réacteur à haute température dont l'hélium est le fluide caloporteur, et le graphite, le modérateur.

**Hydroxylamine** - Base organique de formule  $\text{NH}_2\text{OH}$ .

**Illite** - Minéral argileux potassique à structure feuilletée.

**IN2P3** - Institut de Physique Nucléaire et de Physique des Particules (France). Institut du CNRS chargé des recherches dans le domaine visé par son intitulé.

**INB** - Installation Nucléaire de Base, définie par le décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963.

**Incinération** - Nom donné à la consommation du plutonium et des actinides mineurs dans les réacteurs par fission et capture de neutrons.

**Installation d'entreposage de longue durée** - Installation industrielle pouvant relever du statut d'INB (cf. cet acronyme), placée sous contrôle de la société, ayant par conception la capacité technique à assurer la protection des colis et leur reprise ultérieure dans des conditions de sûreté garanties sur une durée séculaire.

**Iodoapatite** - Espèce d'apatite renfermant de l'iode dans sa constitution.

**IPHI** - Injecteur de Protons à Haute Intensité ; tête d'accélérateur développé dans le cadre des systèmes hybrides et installé à Saclay.

**IPN** - Institut de Physique Nucléaire du CNRS IN2P3 (Orsay).

**IRSN** - Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire.

**ISAS** - Logiciels d'intégration et de couplage d'autres logiciels.

**ITU** - Institut des TransUraniques - Centre Commun de Recherche situé à Karlsruhe (Allemagne).

**JAERI** - Japan Atomic Energy Research Institute - Institut japonais de recherches sur l'énergie atomique.

**JNC** - Japan Nuclear Cycle Development Institute, Japon (N.B. : a succédé, le 1<sup>er</sup> octobre 1998, à PNC - Power Reactor and Nuclear fuel development Corporation).

**Kd** - Caractérise le partage d'un élément entre phase solide et une phase liquide. Valeur du rapport entre la quantité de l'élément par unité de poids de solide à la concentration de l'élément en solution. Kd dépend de la quantité totale de l'élément au-delà d'une certaine limite et dépend souvent de la façon dont on sépare les deux phases.

**KEK** - Organisation de recherche sur les accélérateurs à haute énergie, fondée en 1997 à Tsukuba (Japon).

**LANL** - Los Alamos National Laboratory (Laboratoire National de Los Alamos).

**Lanthanides** - Désigne chacun des 14 éléments ou la famille appartenant à la série de transition interne, dont le premier est le lanthane ; les numéros atomiques sont compris entre 57 (lanthane) et 71 (lutétium).

**Ln** - Abréviation pour désigner les lanthanides.

**Loi de Darcy** - Expression de la perméabilité d'un milieu poreux où le flux d'eau ( $Q$ ,  $\text{m}^3/\text{s}$ ) le traversant est relié aux paramètres dont il est fonction :

\*  $\Delta H$  : différence de charge hydraulique entre la section d'entrée et la section de sortie de l'élément de milieu (m),

\*  $h$  : épaisseur de l'élément de milieu (m),

\*  $S$  : aire de la section de l'élément de milieu ( $\text{m}^2$ ),

conformément à la théorie développée par DARCY.

$$Q = k \cdot S \cdot \frac{\Delta H}{h}$$

$k$  (m/s), terme de proportionnalité, est appelé coefficient de perméabilité ou coefficient de Darcy (le mot *coefficient* est consacré par l'usage bien qu'il ait une dimension : m/s).

**Los Alamos** - Centre de recherche nucléaire aux États-Unis pour les applications civiles et militaires (LANL - Los Alamos National Laboratory).

**LURE** - Laboratoire pour l'Utilisation du Rayonnement Electromagnétique. Unité mixte CNRS/CEA, disposant d'équipements de production de photons d'énergie allant de l'infrarouge à 50 keV et de deux lasers à électrons libres.

**MA** - Moyenne Activité : se dit des déchets renfermant majoritairement des radionucléides à vie courte ou moyenne ( $\leq 30$  ans) ainsi que des radionucléides émetteurs alpha ou à vie longue (voir déchets B).

**Macrocycle** - Famille de molécules cycliques qui comportent de nombreux sites d'atomes donneurs.

**MAG** - Ministry Advisory Group - Groupe de représentants des Ministres chargés de la recherche (d'Espagne, de France et d'Italie) et d'observateurs de six autres pays pour la coordination des études d'un démonstrateur de système hybride.

**Maillage** - Découpage du domaine de calcul en mailles pour permettre de résoudre le problème par intervalle de temps ou d'espace.

**Malonamides** - Molécules à base d'amide utilisées pour l'extraction des actinides.

**MARTHE** - Modélisation d'Aquifères avec maillage Rectangulaire, Transport et Hydrodynamique - Logiciel de modélisation hydrodynamique et hydrodispersive d'écoulement souterrains en milieu poreux développé par le BRGM pour la modélisation de systèmes aquifères, en zones saturées et non saturées, en milieux monophasiques et diphasiques. Les calculs d'écoulements sont effectués selon une méthode « particulière ». Les interactions physico-chimiques entre eau et matrice peuvent être simulées par couplage avec un modèle chimique particulier.

**MASURCA** - MAquette de SURgénérateur à CADarache - Il s'agit d'un réacteur expérimental sous-critique de faible puissance (5 kW) pour les études neutroniques de réseaux rapides, installation destinée à caractériser notamment les performances d'un cœur à combustible hétérogène axial CEA, utilisé aujourd'hui pour l'étude des milieux sous-critiques, et prochainement, des cœurs des réacteurs du futur (CEA, Cadarache, 1966).

**Matières nucléaires** - Désignent des composés radioactifs qui peuvent être valorisés soit immédiatement, soit ultérieurement en raison de leur potentiel énergétique ; ce sont par exemple l'uranium et le plutonium qui renferment des isotopes fissiles.

**Matrice** - Matériau utilisé dans le conditionnement des déchets nucléaires pour confiner les radionucléides, limitant la lixiviation.

**MAVL** - Moyenne Activité Vie Longue, programme de recherches du CEA sur l'entreposage des déchets de moyenne activité à vie longue (déchets de catégorie B - cf. ce terme).

**MEGAPIE** - Source de spallation (1,5 mA, 600 MeV, puissance totale 1 Mw) qui devrait être installée dans le laboratoire de PSI, pour l'étude des caractéristiques et de la technologie de la source de spallation d'un système hybride.

**MIP** - Modèle d'Inventaire Préliminaire de l'ANDRA pour ses études d'avant-projet de stockage.

**MIX** - Option de multirecyclage du plutonium qui consiste à utiliser des combustibles contenant l'oxyde de plutonium sur un support à uranium enrichi. Désigne aussi le combustible oxyde correspondant.

**Modèle scientifique** - Il constitue un outil de recherche qui a pour but de mettre en équations tous les phénomènes, et qui rend compte de leur évolution.

**Mol** - Centre de recherche nucléaire de Belgique où se trouve également le laboratoire HADES de recherche pour le stockage géologique des déchets nucléaires.

**MOMAS (GdR)** - **MO**délisation **MA**thématiques et **Simu**lations numériques liées aux problèmes de gestion des déchets nucléaires, groupement de recherche (membre de PACE - voir cet acronyme) ayant pour objectif d'apporter des réponses aux questions de modélisation mathématique et de simulation numérique des situations ou scénarii de gestion et de stockage des déchets nucléaires de haute activité et à vie longue.

**Mortier de ciment** - Matrice d'immobilisation de déchets, constituée d'agrégats liés par un ciment hydraté. Un ciment CPA hydraté est constitué de 40-50 % de gel ou de phases amorphes amorphes de silicate de calcium hydraté (CSH), de 20-25 % d'hydroxyde de calcium  $\text{Ca}(\text{OH})_2$  (portlandite), de 10-20 % de monoaluminat monosulfate de calcium  $\text{Ca}_4\text{Al}_2\text{O}_6\text{SO}_4 \cdot 12\text{H}_2\text{O}$  (Afm), de monoaluminat trisulfate de calcium  $\text{Ca}_6\text{Al}_2\text{O}_3(\text{SO}_4)_3 \cdot 32\text{H}_2\text{O}$  (ettringite ou Aft) et de phases ferriques, de 0-5 % de soude (NaOH), potasse (KOH) et hydroxyde de magnésium  $\text{Mg}(\text{OH})_2$ . La porosité de la matrice est d'environ 10 à 20 %.

**MOX** - **Mixed OXide** - Combustible nucléaire mixte à base d'oxyde d'uranium appauvri et d'oxyde de plutonium issu du retraitement. Première charge en novembre 1987 dans le réacteur B1 de Saint-Laurent-des-Eaux. Actuellement 20 réacteurs d'EDF sont autorisés à utiliser ce combustible.

**MRT** - Ministère délégué à la Recherche et aux nouvelles Technologies. Ce ministère est en charge des recherches relatives à la loi du 30 décembre 1991 (article L 542 du code de l'environnement).

**MSBR** - Molten Salt Breeder Reactor.

**MUSE** - Gamme d'expérimentations pour l'étude du comportement du cœur d'un réacteur de système hybride, effectuées au moyen de la maquette sous-critique MASURCA (voir cet acronyme).

**MX 80** - Voir : Bentonite.

**MYRRHA** - Projet belge expérimental de système hybride complet de faible puissance.

**NEWPART** - **NEW PAR**tioning Techniques (Nouvelles techniques de séparation) ; appellation d'un programme de recherches dans le cadre du 4<sup>ème</sup> PCRD de l'Union Européenne et coordonnées par le CEA.

**NMC** - Nouvelles Matrices de Conditionnement ; programme du CEA (axe 3) qui regroupe toutes les études sur les matrices nouvelles de conditionnement.

**NOMADE** - **NO**uvelles **MA**trices **DE**chets : Groupement de Recherche créé en 1999 entre le CEA et le CNRS pour l'étude des nouvelles matrices de conditionnement.

**NRC** - Nuclear Regulatory Commission - Commission chargée de la réglementation nucléaire et autorité de sûreté nucléaire aux Etats-Unis.

**nTOF** - Neutron Time Of Flight - Installation expérimentales en cours de réalisation au CERN pour l'étude de la réaction de spallation par mesure du temps de vol des neutrons. L'installation comporte une cible de spallation frappée par un faisceau pulsé de protons de 32 GeV.

**NUMO** - Nuclear waste Management Organization of Japan. Agence nationale japonaise de gestion à long terme des déchets radioactifs.

**NWTRB** - Nuclear Waste Technical Review Board - Commission d'évaluation technique, agence fédérale indépendante créée en 1987 par le Congrès des Etats-Unis, par amendement de la loi loi de 1982 sur la politique de gestion des déchets radioactifs.

**Objectif de sûreté de la gestion des combustibles usés et de la gestion des déchets radioactifs** - La Convention commune signée le 5 septembre 1997, fixe comme objectif de faire en sorte qu'à tous les stades de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs, il existe « des défenses efficaces contre les risques potentiels afin que les individus, la société et l'environnement soient protégés, aujourd'hui et à l'avenir, contre les effets nocifs des rayonnements ionisants, de sorte qu'il soit satisfait aux besoins et aux aspirations de la génération actuelle sans compromettre la capacité des générations futures de satisfaire leurs ». (Convention commune sur la sûreté de gestion des combustibles usés et sur la sûreté de gestion des déchets radioactifs signée le 5 septembre 1997).

**OCDE/AEN** - Organisation pour la Coopération et le Développement Economique ; créée le 1er octobre 1961, elle a succédé à l'OECE et comporte des membres non européens (Etats-Unis, Canada, Australie, Nouvelle-Zélande, Japon). L'Agence pour l'Energie Nucléaire (AEN) fait partie de l'OCDE.

**OMEGA** - Option Making Extra Gains From Actinides - Programme de recherche japonais sur les options permettant de valoriser les actinides et les produits de fission.

**ONDRAF** - Organisme National des Déchets Radioactifs et des matières Fissiles - (Belgique).

**OPECST** - Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques.

**OPHELIE** - Maquette testée dans le cadre du projet PRACTIS à Mol ; maquette chauffante instrumentée pour tester le comportement des barrières ouvragées de voisinage, installée à Mol (Belgique).

**PACE** - Programme Aval du Cycle Electronucléaire. Ce programme fédère au CNRS, les travaux menés dans les groupements de recherche (PRACTIS, GEDEON, FORPRO, NOMADE) dans lesquels le CNRS est impliqué

pour les recherches relevant de l'article L 542 du Code de l'environnement.

**PALADIN** - Procédé d'extraction liquide-liquide pour la récupération des actinides trivalents (américium et curium) en un cycle unique, par traitement d'un raffinat PUREX.

**P & T - Partitioning & Transmutation** : séparation et transmutation. Désigne, dans les programmes internationaux, l'ensemble des procédés de séparation poussée et de transmutation des radionucléides, et les programmes de recherches correspondants.

**PARTNEW** - Programme de recherches sur les séparations poussées, mené dans le cadre du 5<sup>ème</sup> PCRD (voir cet acronyme).

**PCRD** - Programme Commun de Recherche et Développement : sigle utilisé pour désigner les programmes pluriannuels de R & D menés par la Commission Européenne. Le 5<sup>ème</sup> PCRD débute en 1998 et s'achève en 2002.

**PDT** - Phosphate - Diphosphate de Thorium, matrice minérale, de formule  $\text{Th}_4(\text{PO}_4)_4\text{P}_2\text{O}_7$  proposée pour le confinement d'actinides.

**PEREN** - Plate-forme d'Etudes et Recherche sur l'Energie Nucléaire. Projet d'étude de la filière des réacteurs à sels fondus, initié en 2001 par le CNRS et EDF.

**Perméabilité hydraulique** - Aptitude d'un milieu poreux à se laisser traverser par l'eau sous l'effet d'un gradient de charge hydraulique.

**PF** - Produits de Fission.

**PFVL** - Produits de Fission à Vie Longue.

**Phases actives (d'un module de l'installation)** - Pour une installation d'entreposage de longue durée : à la phase active correspond à la période pendant laquelle des colis sont manutentionnés dans le cadre d'opérations de chargement ou de reprise. Ces opérations mobilisent les moyens de manutention de l'installation ainsi que des méthodes classiques de contrôle opérationnel (dosimétrie, contrôles visuels...). Toutes les fonctionnalités de l'installation sont opérationnelles.

**Phase passive (d'un module de l'installation)** - Pour une installation d'entreposage de longue durée : à la phase passive correspond à la période pendant laquelle les colis sont mis en attente. Pendant cette phase, il n'y a aucune manutention des colis à l'échelle du module de l'installation dont les fonctionnalités sont réduites. La fonction de surveillance permet de vérifier que l'installation dans son ensemble (infrastructure et colis) évolue de manière conforme aux prévisions en garantissant l'intégrité des colis et la capacité de leur reprise à terme.

**PHENIX** - Réacteur prototype à neutrons rapides, 250 MW<sub>el</sub>, refroidi au sodium, installé à Marcoule (géré par EDF et CEA), 1973.

**Phosphinique (acide)** - Famille de molécules à base d'acide phosphorique ayant 2 atomes d'oxygène donneurs. Elles sont utilisées dans l'extraction par solvant.

**Phosphonique (acide)** - Famille de molécules acides (diacides) à base d'acide phosphorique ayant 3 atomes d'oxygène donneurs. Elles sont utilisées dans l'extraction par solvant.

**Polyaminocarboxylique (acide)** - Famille de molécules aliphatiques comportant des fonctions acide organique COOH et des atomes d'azote ; l'EDTA (éthylènediaminotétracétique) souvent utilisé possède des propriétés de complexation.

**PORFLOW** - Code de calcul en éléments finis (2D - 3D) de transfert monophasique d'eau et de chaleur en milieu poreux saturé, prenant en compte certaines réactions chimiques. Cet outil de calcul est commercialisé par ACRI (Californie, USA).

**ppm** - Partie Par Million.

**PRACLAY** - Preliminary demonstration test for CLAY disposal of highly RADIOACTIVE waste - test de démonstration préliminaire pour le stockage de déchets hautement radioactifs dans l'argile ; c'est un test de démonstration pour le comportement d'une barrière argileuse de voisinage ; l'essai est mené sur le site de MOL (Belgique). Voir : OPHÉLIE.

**PRACTIS** - Groupement de recherche entre le CNRS, l'ANDRA, le CEA et l'EDF portant sur la physico-chimie des actinides et autres radioéléments en solution et aux interfaces.

**PRECCI** - Programme de Recherches sur l'Evolution à long terme des Colis de Combustibles Irradiés.

**PRESTANCE** - Programme de Recherche sur l'Evolution des colis STANDARD de déchets compactés et des colis de Coques et Embouts cimentés.

**Procédure de caractérisation** - Procédure permettant de déterminer les caractéristiques d'un colis dans le but de les comparer aux critères d'acceptation des colis dans une installation de gestion à long terme.

**Processus de capture et de fission** - Il existe deux réactions nucléaires dominantes induites par les neutrons dans un réacteur :

- la capture qui conduit à transmuter le noyau de (A, Z) dans le même élément de masse supérieure (A + 1, Z) avec émission de photons,

- la fission qui casse certains noyaux dits fissiles (U-235, Pu-239 par exemple) en deux fragments de fission avec production de neutrons (généralement entre 2 et 3 en moyenne) et d'énergie (environ 200 MeV).

**PROMETHEE** - Programme expérimental, en collaboration entre CEA, EDF et FRAMATOME, pour la validation des moyens de calcul thermique de l'entreposage du combustible irradié en conteneurs d'entreposage à sec.

**PSI** - Paul Scherrer Institut (Würenlingen, Suisse). Centre d'études et de recherches nucléaires.

**PSPS** - Plate-forme de Simulation des Performances du Stockage ; ensemble cohérent de codes numériques pour la simulation du fonctionnement d'une installation de stockage géologique final de déchets radioactifs.

**PUREX** - Plutonium Uranium Refining by EXtraction - Procédé de retraitement des combustibles usés utilisé dans les usines UP3 et UP2 800 de Cogema (La Hague).

**PVM** - Parallel Virtual Machine. Ensemble de logiciels permettant l'exécution d'un code de calcul au moyen de plusieurs processeurs, et d'assurer la communication des données.

**PYREX** - Procédé de séparation, par voie pyrochimique, de radioéléments présents dans les solutions de produits de fission.

**Pyrite** - Minéral naturel à base de sulfure de fer.

**Pyrochimie** - Branche de la chimie comportant les réactions à haute température et excluant donc toutes formes de solutions aqueuses (hydrochimie). Les réactions concernées sont du type acide-base ou redox en sels fondus.

**PYROCHIMIE** - Programme de recherches sur les séparations pyrochimiques, mené dans le cadre du 5<sup>ème</sup> PCRD (voir ce sigle).

**PYROREP - PYRO**chemical **RE**Processing - Projet européen de recherche sur la séparation par voie pyrochimique.

**R7T7** - Ateliers de vitrification des déchets de haute activité de Cogema, (R7 pour l'usine UP<sub>3</sub> - T<sub>7</sub> pour l'usine UP2 800) et appellation du verre fabriqué.

**RCG-R** - Réacteur à Caloporteur **Gaz**, à spectre de neutrons **Rapides**.

**RCG-T** - Réacteur à Caloporteur **Gaz**, à spectre de neutrons **Thermiques**.

**REB** - Réacteur à **Eau Bouillante**.

**Recyclage hétérogène** - Désigne un mode de recyclage dans lequel les produits à recycler (actinides mineurs, plutonium) sont introduits à une teneur élevée dans des éléments de combustibles distincts des éléments combustibles standards du réacteur. C'est le cas par exemple du recyclage actuel du plutonium sous forme de MOX dans certains réacteurs du parc.

**Recyclage homogène** - Désigne un mode de recyclage dans lequel les produits à recycler (actinides mineurs, plutonium) sont mélangés, à une faible teneur quasi-uniforme dans la totalité des éléments de combustibles standards du réacteur.

**REDNOC** - Programme de recherche du CEA pour la **RED**uction de la **NOC**ivité des déchets.

**REP** - Réacteur à **Eau sous Pression**.

**REP à haut taux de combustion** - Le taux de combustion du combustible UOX atteint couramment 42 000 MWj/t en valeur moyenne. Les combustibles qui dépassent, en valeur moyenne, cette performance, sont dits « à haut taux de combustion ».

**RESEAL** - Programme européen des 4<sup>ème</sup> et 5<sup>ème</sup> PCRD ayant pour but de prouver en vraie grandeur la faisabilité du scellement d'un forage et d'un puits dans une argile plastique.

**RFQ** - **Radio Frequency Quadrupole** - Quadripôle à radiofréquence pour accélérer, focaliser et comprimer des particules dans la gamme de 1 à 5 MeV.

**RFS** - Règle **F**ondamentale de **S**ûreté émise par la Direction Générale de la **S**ûreté Nucléaire et de la **R**adioprotection (DGSNR) - Ministère de l'Industrie et de l'Environnement.

**RFS III.2.f** - Règle **F**ondamentale de **S**ûreté définissant les objectifs et critères de sûreté pour le stockage géologique, publiée en juin 1991.

**Rhabdophane** - Phosphate hydraté de néodyme, erbium, lanthane et yttrium.

**RHF** - Réacteur à **Haut Flux** ; réacteur de recherche modéré à l'eau lourde de l'Institut Laue-Langevin (Grenoble).

**RIAR** - **R**esearch **I**nstitute of **A**tomic **R**eactors, Dimitrograd (République Fédérale de Russie).

**RMA** - Rapport de **M**odération **A**ccru.

**RMN** - **R**ésonance **M**agnétique **N**ucléaire. Technique d'analyse basée sur la mesure de la fréquence de résonance de noyaux à fort moment magnétique (<sup>1</sup>H, <sup>19</sup>F, <sup>31</sup>P, <sup>13</sup>C ...). La détection des variations (infimes) de fréquence induites par l'environnement chimique est à la base des

nombreuses applications de cette technique dans les domaines de la chimie structurale et de la biologie.

**RNR** - Réacteur à **N**eutrons **R**apides.

**RNVL** - **R**adioNucléide à **V**ie **L**ongue.

**RSF** - Réacteur à **S**el **F**ondu.

**SAFIR (Rapport)** - **S**afety **A**ssessment and **F**easability **I**nterim **R**eport, rapport synthétisant l'ensemble des acquis techniques et scientifiques du programme de recherche et développement méthodologique consacré par l'agence belge ONDRAF à la mise en dépôt final des déchets radioactifs des catégories B et C au sein d'une formation argileuse peu indurée.

**SALOME** - Logiciels d'intégration et de couplage d'autres logiciels.

**SANEX** - **S**elective **A**cti**N**ides **E**Xtraction - Extraction sélective des actinides. Procédé en cours de définition par le CEA à Marcoule.

**SCK/CEN** - **C**entre d'**E**tudes de l'**é**nergie **N**ucléaire, **MOL** (Belgique).

**Section efficace** - La section efficace est une mesure de la probabilité qu'une réaction nucléaire donnée se produise au cours de l'interaction d'un noyau (projectile) avec un autre noyau (cible).

**Sensitivité (ou : sensibilité)** - Terme utilisé en simulation mathématique pour désigner la dérivée de la fonction par rapport à un paramètre donné.

**SESAME** - Procédé à l'étude destiné à séparer spécifiquement l'américium.

**SFR** - **S**lutförvar **F**ör **R**adioaktivt driftavfall, dépôt souterrain de déchets radioactifs de faible et moyenne activité, à vie courte, exploité par SKB (cf. cet acronyme) à Forsmark (Suède).

**Silicotungstate** - Polyanion à base de silicium et de tungstène de formule Si W<sub>11</sub> O<sub>39</sub><sup>8-</sup>.

**SILHI** - **S**ource d'**I**ons **L**égers **H**aute **I**ntensité - Unité de tête de IPHI (voir cet acronyme).

**SIMS** - **S**econdary **I**on **M**ass **S**pectrometry (ou Spectroscopy) - Spectrométrie de masse à émission d'ions secondaires.

**Sismique 3 D** - Procédé géochimique de haute résolution fondé sur l'observation de la transmission d'ondes acoustiques.

**SKB** - **S**vensk **K**ärnbränslehantering **AB** - Société suédoise de gestion du combustible et des déchets nucléaires (Suède).

**Smectite** - Minéral de la famille des argiles qui se caractérise par une forte capacité d'échange et un pouvoir de gonflement en présence d'eau.

**Spallation** - Processus d'interaction d'un proton de haute énergie (plusieurs centaines de MeV) avec un noyau. Dans le modèle de la spallation, le proton incident sur le noyau déclenche à l'intérieur du noyau des chocs successifs sur les nucléons (cascade intranucléaire) conduisant à l'émission d'un nombre élevé de particules secondaires. Ce processus décrit la production importante de neutrons à partir de l'interaction d'un faisceau d'accélérateur de haute énergie avec une cible épaisse constituée d'un matériau lourd comme le plomb ou le tungstène.



**Spéciation** - Terme utilisé en chimie pour désigner les diverses espèces chimiques d'un élément (composés de valence différente, anions complexes).

**Spécifications de conditionnement** - Ensemble des paramètres d'exploitation et des paramètres garantis prescrits pour le conditionnement d'un déchet.

**SPIN - SéParation INcinération** - Nom du programme initié par le CEA en 1991 sur la séparation et l'incinération des éléments radioactifs à vie longue.

**SPIRE** - Programme de recherches dans le cadre du 5<sup>ème</sup> PCRD, visant à l'étude de matériaux pour les systèmes sous-critiques avec accélérateur.

**Stockage** - « S'entend de la mise en place de combustible usé ou de déchets radioactifs dans une installation appropriée sans intention de les récupérer » (Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs signée 5 septembre 1997).

**Stratégies S-T - S-C** - Ce sont les stratégies qui consistent à séparer les radionucléides puis les transmuter (S-T) ou à séparer les radionucléides pour les conditionner (S-C).

**SWIFT** - Logiciel, en trois dimensions, de simulation des écoulements souterrains, de calcul de la transmission de la chaleur et du transport des radionucléides en milieu géologique poreux et fracturé. Logiciel commercialisé par Scientific Software Group (Sandy, Utah, USA).

**Synergique** - (effet di- et tri-) - Caractérise une réaction chimique dans laquelle la présence de deux ou plusieurs réactifs produit un effet supérieur à la somme des effets de chacun d'eux utilisé individuellement. Cet effet est utilisé dans l'extraction par solvant en introduisant dans la phrase organique des réactifs appropriés.

**Synroc** - Nom du composé et du procédé australien pour l'incorporation des radionucléides dans une matrice minérale proche d'une roche naturelle.

**Système hybride** - Installation nucléaire où la réaction en chaîne n'est pas entretenue spontanément dans la matière fissile, qui reste en configuration sous-critique ; la réaction en chaîne est provoquée et entretenue grâce à un apport extérieur de neutrons supplémentaires qui peuvent être fournis par un accélérateur (celui-ci consomme par ailleurs une partie de l'énergie dégagée par la réaction de fission en chaîne) associé à une source de spallation : les neutrons produits par l'accélérateur sont la résultante des interactions entre le faisceau de protons accélérés et les noyaux du matériau lourd constitutif de cette cible. Un système hybride nécessite donc trois composantes principales : un réacteur nucléaire sous-critique, une source de spallation, un accélérateur de protons à très haute intensité.

**TAFFETAS - Transport And Flow : Finite Element Techniques in Aquifer Simulations.** Logiciel de simulation (2D, 3D) par éléments finis, développé par le BRGM, pour le calcul des écoulements souterrains en milieu géologique poreux et fracturé, des transferts de masse et de chaleur, en régime permanent et en régime transitoire.

**Taux de combustion** - C'est le rapport du nombre d'atomes de plutonium et d'uranium ayant subi la fission, au nombre d'atomes présents au départ ; le taux de combustion massique est l'énergie libérée par unité de masse de noyaux lourds du combustible. Elle s'exprime en MWj/tonne.

**TBP - TriButyl Phosphate** : réactif utilisé dans le procédé Purex pour l'extraction de l'Uranium et du plutonium (triester de l'alcool butylique et de l'acide phosphorique).

**TDB - Thermodynamic Data Base**, projet de banque de données thermodynamiques coordonné par l'AEN de l'OCDE (voir ces acronymes).

**THM - Thermo Hydro Mécanique** - Se dit des essais, modèles et codes de calcul faisant intervenir des phénomènes thermiques, hydrauliques, mécaniques et les liens entre ces phénomènes.

**THMC - Thermo Hydro Mécanique et Chimique** - Se dit des essais, modèles et codes de calcul faisant intervenir des phénomènes thermiques, hydrauliques, mécaniques et chimiques, et les liens entre ces phénomènes.

**THMCR - Thermo Hydro Mécanique Chimique et Radioactif** - Se dit des essais, modèles et de calcul faisant intervenir des phénomènes thermiques, hydrauliques, mécaniques, chimiques et radioactifs, et des liens entre ces phénomènes.

**TPH - TétraPropylène Hydrogéné** - Diluant industriel du tributylphosphate (TBP) dans le procédé PUREX (voir ce sigle).

**TPTZ** - Famille de molécules azotées comportant deux cycles de pyridine à un atome d'azote lié à un cycle triazine.

**TRADE - Triga Reactor Driven Experiment.**

**Transmutation** - C'est l'action par laquelle un noyau radioactif à vie longue est transformé en un ou deux noyaux à vie courte (ou stables); la modification intervient par des réactions nucléaires induites par neutrons (essentiellement capture, fission) et par désintégrations naturelles.

**Transport** - Dans les études relatives au stockage souterrain des déchets radioactifs, se dit des phénomènes concourant au déplacement des radionucléides depuis les colis de déchets conditionnés.

**TRASCO - TRAsmutazione SCORie**, projet commun de recherches de l'ENEA ( cf. cet acronyme) et de l'institut national italien de physique nucléaire (INFN) pour la conception d'un système de transmutation de déchets radioactifs, piloté par accélérateur.

**TRIO-VF** - Logiciel de Calculs thermiques, intégré au code CASTEM 2000 (cf. ce mot).

**Trisynergique** - Voir synergique.

**TRUEX - TRAnsUranic EXtraction** - Extraction des éléments transuraniens, procédé américain de retraitement des combustibles usés.

**TSX - Tunnel Sealing eXperiment.**

**TVO - Teollisuuden Voima Oy**, entreprise finlandaise de production d'électricité, propriétaire de deux réacteurs nucléaires en service à Olkiluoto.

**TWG - Technical Working Group** - groupe d'experts rapportant au MAG (voir cet acronyme).

**UE - Union Européenne.**

**UNSCEAR - United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiations** - Comité Scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants (ONU).

**UOX - Dénomination du combustible à base d'oxyde d'uranium (Uranium OXide).**

**UPC** - Universitat Politecnica de Catalunya (Université Polytechnique de Catalogne).

**Uranium appauvri** - Produit résiduel après enrichissement de l'uranium naturel ; sa teneur en  $^{235}\text{U}$  est voisine de 0,2 %.

**URE** - Uranium **RE**nrichi ; désigne l'uranium de retraitement (URT) réenrichi afin d'être utilisé à nouveau dans le cycle du combustible.

**URT** - Uranium de **Re**Traitement ; uranium provenant du retraitement des combustibles usés.

**VESTALE** - Programme de recherche du CEA pour les procédés de vitrification de produits de fission et d'actinides, et l'étude des propriétés des résidus vitrifiés.

**VIPAC** - **VI**bratory **ComPA**ction, procédé de production de combustible nucléaire par compactage de petits granules denses de matériaux nucléaires dans des gaines.

**Vitrocéramiques** - Voir vitro-cristallins.

**Vitro-cristallins** - Matrice de confinement comportant deux phases : une phase vitreuse et une phase cristalline. Aussi désignée : vitrocéramique.

**WIPP** - **W**aste **I**solation **P**ilot **P**lant - Installation pilote de confinement des déchets (Carlsbad, Nouveau-Mexique,

États-Unis) destinée au stockage final des déchets militaires (déchets contenant des transuraniens). Installation en exploitation depuis 1999.

**XADS** - **EX**perimental **A**ccelerator **D**riven **S**ystem - Projet international de démonstrateur expérimental de système (hybride) piloté au moyen d'un accélérateur de protons.

**Yucca Mountain** - Site désigné pour le stockage des combustibles usés et déchets radioactifs d'origine civile (Nevada, USA).

**Zéolithe** - Silicate naturel complexe utilisé pour ses propriétés sorbantes.

**Zircon** - Silicate naturel de Zirconium - minéral très résistant aux altérations (formule chimique :  $\text{ZrSiO}_4$ ).

**Zircone** - Appellation de l'oxyde de zirconium ( $\text{ZrO}_2$ ).

**Zirconolite** - Silicate mixte de zirconium ( $\text{CaZrTi}_2\text{O}_7$ ).

**ZWILAG** - **ZWI**schen**LAG**erung : installation d'entreposage de déchets radioactifs (Würenlingen, Suisse).