

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° 10**

*_*_*_*_*_*_*_*_*_*_*_*_*_*_*_*

Sommaire

	Pages
BILAN PRÉVISIONNEL	VII
Chapitre 1 : Activités de la Commission - Documents reçus, examinés par la Commission ..	1
1.1. Auditions scientifiques, visites de laboratoire et réunions	1
1.2. Documents reçus et examinés par la Commission	2
1.3. Stratégie et programmes des recherches	2
Chapitre 2 : Les recherches sur la séparation et la transmutation - Axe 1 de la loi de 1991 ..	5
Résumé	5
2.1. Séparation poussée	5
2.1.1. Voie hydrochimique	6
2.1.2. Voie pyrochimique	7
2.1.3. Collaborations internationales	7
2.1.4. Conclusion	8
2.2. Transmutation	8
2.2.1. Points saillants et nouvelles orientations stratégiques du CEA	8
2.2.2. Cibles et combustibles pour la transmutation	9
2.2.2.1. Collaborations	9
2.2.2.2. Conclusion	10
2.2.3. La transmutation en systèmes sous critiques (ADS)	10
2.2.3.1. Le bilan des recherches et du 5 ^{ème} PCRD	10
2.2.3.2. La préparation du 6 ^{ème} PCRD	14
2.2.3.3. La nouvelle démarche concernant le futur des ADS	14
2.2.4. La transmutation en réacteurs critiques	14
2.2.5. Conclusion	15

Chapitre 3 : Les recherches sur le stockage en formation géologique profonde –	
Axe 2 de la loi de 1991	17
Résumé	17
3.1. Place de l'échéance 2006 dans le processus de reconnaissance	17
3.1.1. Chronologie de la reconnaissance	17
3.1.2. Avis de la Commission	18
3.1.3. Statut du laboratoire de Bure après l'échéance de la loi de 1991	18
3.2. Questions principales mises en évidence par la reconnaissance	18
3.3. Les travaux 2002-2003 et à venir	19
3.3.1. Le programme scientifique de l'Andra	19
3.3.2. Bilan des études et travaux Andra 2002	19
3.3.3. Forages de reconnaissance au niveau du secteur	20
3.3.4. Forages de reconnaissance au niveau du site de Bure	20
3.3.4.1. Forage de reconnaissance de la formation	20
3.3.4.2. Fonçage des puits d'accès	21
3.3.5. Mont Terri	21
3.3.5.1. Expérience EZ-A d'interruption de l'EDZ	21
3.3.5.2. Expérience HED	21
3.3.5.3. Géochimie des fluides contenus dans la roche	22
3.3.5.4. Expériences de diffusion et d'osmose	22
3.3.6. Expérimentations dans la niche	22
3.3.7. Expérimentations en galerie	23
3.3.8. Trois questions scientifiques particulières	23
3.3.8.1. Diffusion	23
3.3.8.2. Mécanique et géomécanique	23
3.3.8.3. Problématique Gaz	24
3.4. Recherches en appui de la Modélisation d'un stockage	25
3.4.1. APSS	25
3.4.2. Modélisations géologique et hydrogéologique	25
3.4.3. Episode de désaturation – resaturation	26
3.4.4. Les termes sources radioactifs	26
3.4.5. Transport des éléments	26
3.4.6. Hypothèses essentielles du calcul	26
3.4.7. Conduite des calculs	27
3.4.8. Conclusion sur la modélisation d'un stockage	27
3.5. Travaux associés	28
3.5.1. GdR Forpro	28

3.5.2. Tournemire	28
3.6. Conclusion sur les recherches de l'axe 2	29
Annexes au chapitre 3	
Annexe A – Analyse du dossier APSS	31
Annexe B – Termes sources : modèles opérationnels retenus par l'Andra (MOP)	35
Annexe C – Chimie et géochimie des argilites	37
Annexe D – Outils de simulation et processus de qualification	41
Chapitre 4 : 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 ..	43
Résumé	43
4.1. Conditionnement	44
4.1.1. Colis de déchets industriels	44
4.1.1.1. Caractérisation radiologique et chimique	44
4.1.1.2. Modèles scientifiques et opérationnels des matrices	44
4.1.1.3. Conclusions	45
4.1.2. Conditionnements spécifiques pour éléments séparés	45
4.1.2.1. Objectifs – Programme d'étude du CEA	45
4.1.2.2. Action du GdR NOMADE – Le phosphate-diphosphate de thorium (PDT) ..	46
4.1.2.3. Conclusions	47
4.1.3. Combustibles usés	47
4.1.3.1. Programme PRECCI	47
4.1.3.2. Modèles scientifiques et opérationnels de relâchement de l'activité	49
4.1.3.3. Collaborations internationales du CEA en liaison avec PRECCI	50
4.1.3.4. Conclusions	50
4.2. Entreposage de longue durée	50
4.2.1. Conteneurs	51
4.2.1.1. Nature des conteneurs étudiés	51
4.2.1.2. Conclusions	51
4.2.2. Entrepôts	52
4.2.2.1. ELD pour colis de déchets MAVL	52
4.2.2.2. Entrepôts pour colis thermiques	53
4.2.2.2.1. Cas des colis de MOX	53
4.2.2.2.2. Cas des colis de verre	53

4.2.2.3. CECER – Moyen d'études et d'essais	54
4.2.2.4. Potentialité des entrepôts industriels à longue durée	54
4.2.2.5. Stratégie de longue durée fondée sur des entreposages industriels	55
4.2.2.6. Etudes de sites pour l'ELD	55
4.2.2.7. Conclusions	55
 Annexes au chapitre 4	
Annexe A – Installations de mesure d'activité des colis de déchets	57
Annexe B – Modélisation du comportement à long terme des colis de déchets bitumés	59
Annexe C – Modélisation du comportement à long terme des colis de déchets vitrifiés	61
Annexe D – Analyse du rapport technique CEA DEN/DDIN/RT-DPRGD/2003/1 « Programme d'étude pour démontrer la faisabilité techniques des nouvelles matrices de conditionnement »	63
Annexe E – Conteneurs d'entreposage	65
Annexe F – Centre d'Expertise sur le Conditionnement et l'Entreposage des Matières Radioactives (CECER)	67
 Chapitre 5 : Etat des recherches et des réalisations à l'étranger	 69
Résumé	69
5.1. 6 ^{ème} PCRD (Programme Cadre pour la Recherche et Développement)	69
5.2. Conférence Euradwaste (Luxembourg, 29 mars – 1 ^{er} avril 2004)	71
5.2.1. Domaine « stockage géologique des déchets et du combustible usé »	71
5.2.2. Domaine séparation-transmutation	72
5.3. Conférence <i>Global 2003</i> (Nouvelle Orléans, 16-20 novembre 2003)	72
5.3.1. La transmutation et les réacteurs du futur	72
5.3.2. Les cibles d'irradiation et les nouveaux combustibles	73
5.3.3. Les séparations chimiques	73
5.3.4. Conditionnement des déchets et entreposage	74
5.3.5. Orientations générales	74
5.4. <i>Migration 03</i> (9 th International conference on the chemistry and migration behavior of actinides and fission products in the geosphere), 21-26 septembre 2003, Gyeongju, Corée du Sud	74
5.5. Réalisation, en Suisse, du dossier de synthèse de démonstration de la faisabilité du stockage géologique dans une formation argileuse	76
5.5.1. Sélection d'une roche d'accueil (« Argiles à Opalinus ») et d'une région potentielle d'implantation d'un dépôt	76
5.5.2. Conception d'un dépôt – Principes d'exploitation – Réversibilité (preuve de faisabilité technique)	77
5.5.2.1. Principe généraux	77
5.5.2.2. Architecture du dépôt	77

5.5.3. Preuve de la sûreté du dépôt	78
Annexe au chapitre 5	
Annexe A – 5 ^{ème} Programme-Cadre pour la Recherche et le Développement structure et financement	79
Composition de la Commission nationale d'évaluation au 1^{er} juin 2004	81
Glossaire	83

Commission Nationale d'Évaluation

BILAN PRÉVISIONNEL

La loi de 1991 (appelée ci-après « la loi ») marque l'intervention du Parlement dans la gestion des déchets nucléaires de haute activité et à vie longue (appelés ci-après « déchets à vie longue »). Il importe donc qu'en 2006 la représentation nationale soit suffisamment éclairée, afin d'être en mesure de faire des choix qui soient fondés sur les possibilités scientifiques et technologiques ouvertes par les recherches selon les trois axes fixés par le Législateur dans l'article 4 de la loi. Depuis sa mise en place en avril 1994, la Commission Nationale d'Évaluation (CNE) a mené 106 auditions et tenu 87 réunions de travail qui lui ont permis de présenter chaque année au Gouvernement et au Parlement une évaluation critique des recherches effectuées et des résultats obtenus. Il convient maintenant, en 2004, de faire le point pour préparer le bilan final des travaux qui devra être présenté par la CNE à l'issue des recherches, selon les termes de la loi. Le présent document constitue un bilan prévisionnel qui sera complété en 2006 à mesure que de nouveaux résultats, dont la Commission considère certains comme essentiels, seront disponibles.

La loi ne comprend pas explicitement les recherches sur la radiobiologie et l'épidémiologie. Les recherches sur les aspects sociétaux et économiques spécifiques aux déchets à vie longue n'ont pas été évoquées devant la CNE, malgré les souhaits qu'elle a exprimés.

La loi a été promulguée dans le contexte français nucléaire de l'époque, caractérisé par le moratoire de 1990 sur le stockage géologique. La gestion des combustibles usés s'inscrivait encore dans une perspective d'utilisation du plutonium séparé dans des réacteurs à neutrons rapides (RNR). De fait, le cycle électronucléaire évoluait déjà vers un recyclage du plutonium dans des combustibles mixtes (MOX) qui sont utilisés dans 20 réacteurs à neutrons thermiques

(REP) du palier 900 MW_{el} ; cela implique le retraitement des trois quarts des combustibles usés et l'entreposage des autres. Cette option a pour effet de diminuer la quantité de plutonium, de le dégrader et de le concentrer dans un environnement difficilement accessible à toute tentative de détournement.

Le programme inscrit dans la loi est d'une ampleur considérable ; avec le recul, il apparaît que le temps et les moyens nécessaires pour en mener à bien certaines parties ont été sous-estimés. En effet, au strict plan de la recherche, il fallait explorer simultanément, avec la volonté d'aboutir à des résultats tangibles, trois voies parallèles et complémentaires dont la durée d'étude était très différente. Il s'agissait aussi de recherches interagissant fortement avec des préoccupations publiques, ce qui a interféré avec le déroulement de certaines d'entre elles.

La réalisation du programme exigeait une mobilisation scientifique importante - à laquelle ont pu contribuer les fortes incitations de la CNE - fédérant progressivement de nombreux centres de recherche, universités et organismes divers autour des acteurs principaux de la loi.

AXE 1. SÉPARATION ET TRANSMUTATION

L'enjeu de l'axe 1 est de réduire la radiotoxicité à long terme des déchets à vie longue en transmutant certains des radionucléides qu'ils contiennent. Les recherches ont porté d'une part sur la **séparation** des éléments associés à ces radionucléides et d'autre part sur l'examen de scénarios et l'étude de systèmes de **transmutation**.

Le CEA, engagé depuis longtemps dans les recherches sur le retraitement des combustibles usés, a pu conduire des études sur la **séparation** d'éléments autres que l'uranium (U) et le plutonium (Pu) et qui posent des problèmes de long

terme : actinides mineurs et certains produits de fission. Ainsi certaines étapes du procédé PUREX ont été mises à profit pour chercher à séparer l'iode (I), le technétium soluble (Tc) et le neptunium (Np). Le CEA a cherché aussi à séparer l'américium (Am) et le curium (Cm), ainsi que le césium (Cs). Un effort remarquable de recherche sur la chimie de tous ces éléments a été mené en France (GdR PRACTIS/PARIS) et au niveau européen. La séparation individuelle des éléments qui a été conduite permet, si besoin est, d'adapter les séparations aux nécessités et objectifs de la transmutation. Elle ouvre aussi des possibilités de nouveaux conditionnements adaptés aux propriétés des éléments séparés. Le CEA et le CNRS (GdR NOMADE) ont étudié de nouvelles matrices pour conditionner et confiner ces éléments.

Les études de séparation poussée, menées à la fois en France, dans le cadre des programmes européens Euratom, et au niveau international, conduiront en 2006 à des procédés de séparation par hydrochimie de Np, Am, Cm (dits actinides mineurs), I, Cs et Tc, ouvrant la possibilité de construire un pilote pour un passage à une éventuelle séparation à l'échelle industrielle. L'installation Atalante a joué un rôle essentiel pour tester les procédés. Pour autant, la construction d'un pilote de séparation ne saurait s'inscrire que dans une stratégie de transmutation bien définie. A cet égard plusieurs possibilités ont été étudiées qui montrent que seules les transmutations de Np et Am (voire de Tc) seraient réalistes en association, ou non, avec l'utilisation de Pu. Dans ces conditions I, Cs et Tc pourraient bénéficier de conditionnements spécifiques. Des matrices de confinement pourraient alors être prêtes en temps voulu, y compris pour les actinides car en 2006 seuls des résultats partiels de faisabilité technique seront acquis pour ces derniers éléments. La gestion de Cm reste cependant encore un problème à traiter.

A côté de ces procédés, les possibilités offertes par la pyrochimie ont également été explorées pour retraiter des cibles ou des combustibles de transmutation solides de réacteurs du futur, ou encore des combustibles liquides de réacteurs à sels fondus, également envisagés parmi les réac-

teurs du futur. A cet égard on ne disposera en 2006 que de résultats partiels.

Globalement, les recherches françaises sur la séparation ont été innovantes. Elles se situent au meilleur niveau international. Elles ont conduit à des résultats suffisants pour envisager une mise en application industrielle.

Comme pour la séparation, dont les recherches sont parties des techniques mises en œuvre dans le retraitement, la **transmutation** s'est appuyée au départ sur les programmes d'incinération menés par le CEA en relation avec Phénix et Super-Phénix (par exemple le programme CAPRA pour le Pu). Les neutrons rapides sont nécessaires pour transmuter les actinides. Suite à l'arrêt de Super-Phénix en 1997, l'ensemble des études expérimentales de transmutation s'est reporté sur Phénix et les réacteurs d'irradiation situés à l'étranger. Ces irradiations (dont la plupart des résultats, pour ce qui concerne Phénix, ne seront pas disponibles en 2006), ont essentiellement concerné les actinides et certains produits de fission à vie longue (Tc et I). Le CEA s'est engagé également dans des études de scénarios de transmutation basés sur des parcs de réacteurs critiques de technologies connues, REP et RNR. Ces études portant sur le multi-recyclage homogène et la fission cumulée en un seul passage ont été présentées dans un rapport, publié en 2003, qui en identifie les points posant problème, comme la gestion de Cm.

Parallèlement, le CEA et le CNRS avec le soutien de EDF puis de Framatome se sont dotés à partir de 1997 d'une structure de coordination commune, GEDEON, dédiée aux recherches de base sur les systèmes sous-critiques pilotés par accélérateur (ADS) en tant qu'outil de transmutation d'actinides mineurs et de certains produits de fission à vie longue, dans le cadre de scénarios dits à double strate.

Les recherches liées aux ADS, menées également dans le cadre des divers PCRD (programme cadre de recherche et développement) de l'Union Européenne, portent sur les trois sous-ensembles formant un ADS (accélérateur de protons, cible, réacteur sous-critique) ainsi que sur les données nucléaires et les matériaux associés. La stratégie de recherche sur les ADS

devait conduire, à l'issue du 5^{ème} PCRD, à la conception détaillée d'un démonstrateur européen de 100 MW_{th}. Cette stratégie est revue aujourd'hui dans le projet intégré EUROTRANS présenté au 6^{ème} PCRD dans le sens d'un changement d'objectif conduisant à un étalement du calendrier.

L'autre voie explorée par le CEA, qui se rattache au forum international *Generation-IV* lancé en 2001, consisterait à laisser les réacteurs REP à leur seule fonction électrogène et reporter la transmutation sur les réacteurs du futur qui pourraient être étudiés, testés à plusieurs échelles, puis déployés à partir de 2035-2050. Ces réacteurs seraient en principe capables de recycler leurs propres radionucléides à vie longue (RNVL) ou d'en produire moins (réacteurs à sels fondus au thorium). La CNE ne dispose d'aucun élément scientifique et technique pour évaluer cette voie de transmutation.

De nombreux résultats expérimentaux auront été acquis en 2006 sur la fabrication des cibles et combustibles de transmutation et sur les composants d'un ADS dédié à la transmutation de Am. De son côté, le programme *Generation-IV* bénéficie aujourd'hui d'un effort important du CEA. Il ne sera cependant pas possible d'opérer un choix en 2006 entre ces deux voies de transmutation qui n'ont pas encore atteint le stade de maturité scientifique.

Il n'y aura donc pas, en 2006, d'arguments décisifs pour prendre une décision de nature scientifique, technique ou industrielle sur la transmutation. Quoiqu'il en soit, toute stratégie à cet égard engagera la France, en étroite coopération internationale, dans un long processus de R&D de plusieurs décennies, avec l'incertitude inhérente aux grands projets nucléaires actuels.

AXE 2. STOCKAGE SOUTERRAIN

L'enjeu de l'axe 2 est le stockage des déchets à vie longue dans des couches géologiques capables de retarder, pendant très longtemps, leur retour vers la biosphère et l'homme. Les recherches ont porté sur la caractérisation, à partir de la surface, de trois sites potentiels. La CNE a conseillé d'écarter un de ces sites, dans la

Vienne. Par ailleurs, la réversibilité d'un stockage s'est révélée être une exigence sociétale. A la demande du Gouvernement, la CNE a fait l'étude de ce problème et a produit un rapport qui rassemble les éléments connus à ce jour et conclut en faveur de la réversibilité. Ses modalités de mises en oeuvre devront faire l'objet d'un examen détaillé.

Le Gouvernement a choisi un des trois sites caractérisés, à Bure, dans une formation argileuse, où un laboratoire souterrain est en cours d'implantation. Pour cette étude, l'Andra prend en compte la réversibilité qui porte sur les colis de stockage et les installations de dépôt dans un éventuel stockage. Le Gouvernement a aussi demandé que des recherches sur les granites soient poursuivies en s'appuyant sur les travaux menés à l'étranger.

On a pu constater, au cours des recherches, une large mobilisation scientifique de laboratoires du CNRS et de l'Université autour des projets menés par l'Andra, notamment au travers du programme FORPRO. La bonne coordination et la cohérence de ces travaux ont permis la tenue de plusieurs colloques avec une forte participation nationale et internationale. Les échanges avec plusieurs pays européens ont également été très profitables, notamment la Suède (Äspö), la Suisse (Mont Terri) et la Belgique (Mol).

Au stade actuel, la CNE considère que, malgré les retards pris par le programme de recherche, les travaux menés jusqu'à fin 2005 pourront alors permettre une évaluation fondée du site de Bure, dès lors que des réponses substantielles auront été apportées à certaines questions encore ouvertes. Dans l'état actuel des observations, les informations issues de la géophysique, des carottages et des diagraphies dans les forages régionaux (verticaux) et ceux réalisés jusqu'ici sur le site de Bure (déviés jusqu'à 60°, ce qui permet une reconnaissance étendue de la couche) montrent des propriétés des argilites du Callovo-Oxfordien qui sont essentielles : la faible perméabilité matricielle de la formation hôte et la présence de faibles gradients hydrauliques.

On a pu notamment observer :

- L'homogénéité de la formation, en particulier latérale (absence de passage à des sables ou des silts lorsqu'on se déplace à l'horizontale dans la couche) ;
- L'absence de fractures sur les carottes, ou de discontinuité sur les diagraphies qui témoigneraient de la présence de failles dans l'emprise du laboratoire.

On peut ainsi considérer que, sous réserve des données nouvelles attendues d'ici la fin des travaux, la **roche-hôte** présente les caractères de continuité et d'homogénéité requis pour sa qualification, au sens de sa capacité à accueillir un stockage.

L'Andra a effectué deux forages orientés spécifiquement pour rencontrer les failles éventuelles suspectées par la sismique 3D au niveau du Dogger. Aucun indice de faille n'y a été rencontré.

On peut donc considérer que la régularité stratigraphique et l'absence de failles observées constituent des indices favorables à une qualification du **secteur étudié** (une à quelques centaines de km²). Il est entendu que des études complémentaires, et particulièrement une sismique 3D plus étendue et des galeries accessibles au géologue devront être réalisées pour localiser un stockage.

Les éléments relevant de la thermique et de la mécanique seront certainement moins fournis en 2006. Il sera en particulier nécessaire de mener des travaux sur l'ampleur et le comportement de la zone endommagée à court et à long terme au voisinage des ouvrages excavés. Il faut cependant noter qu'ont été effectuées au Mont Terri, dans des argilites assez comparables à celles de Bure, des expériences auxquelles participait l'Andra. Elles ont apporté des enseignements précieux. Les résultats préliminaires présentés par l'Andra sur les transferts de fluides et des éléments radioactifs dans l'argilite indiquent que, dans un scénario d'évolution normale, les radionucléides les plus mobiles auront effectué un déplacement moyen de quelques dizaines de mètres en 100 000 ans. Pour confirmer ces résultats de laboratoire et de calculs, des expériences de migration des radionu-

cléides devront également être réalisées *in situ* à Bure. Le sort des gaz générés par la corrosion ou par la radiolyse devra également être étudié de façon approfondie.

La modélisation numérique est un outil très important pour prévoir la migration des radionucléides ; elle est utilisée dans l'analyse de sûreté. Un progrès substantiel a été réalisé au cours des deux dernières années. Il faudra aussi développer les études de simulation thermique et de ventilation, et explorer davantage celle de la resaturation.

Les problèmes de génie minier ne soulèvent pas de questions scientifiques fondamentales, mais il est important qu'ils soient pris en compte dès les premières ébauches de stockage souterrain, tant pour la sécurité et l'architecture des ouvrages que pour les transports et la maintenance au fond. Il s'agit là d'une compétence devenue rare dans notre pays où l'on a cessé d'ouvrir ou de développer des installations minières classiques. Les problèmes sont clairement posés, mais des surprises restent possibles. Il restera aussi à adapter cette ingénierie aux exigences de la radioprotection pendant la phase d'exploitation et aux objectifs de réversibilité.

Certains se demandent pourquoi le granite n'a pas reçu une haute priorité dans les choix de la France. La Suède et le Canada, situés sur deux boucliers stables depuis des centaines de millions d'années, ont fait ce choix raisonné. En France, les granites (dont la mise en place a été plus récente) ont tous été repris dans des phases tectoniques plus tardives, qui les ont fracturés. La probabilité de trouver un site assurant un bon confinement est donc plus faible qu'en Scandinavie ou au Canada.

En conclusion, le site de Bure est marqué par la présence de caractères favorables et l'absence, en l'état actuel des connaissances, de caractères défavorables rédhibitoires. Une liste de questions scientifiques encore à étudier peut être dressée. Le programme de l'Andra pour le délai restant est dense mais pertinent, même si certaines durées d'expérimentation et d'observation seront trop courtes pour aboutir à des résultats définitifs d'ici 2006. Sauf éléments nouveaux résultant de ce programme, le Parlement devrait

recevoir en 2006, les données suffisantes pour décider ou non de la poursuite de la reconnaissance du site et du secteur en vue de la création éventuelle d'un stockage souterrain.

On peut estimer qu'au terme de la loi, en 2006, il n'existera pas d'obstacle dirimant qui empêcherait le Législateur de prendre une décision de principe quant au stockage des déchets à vie longue dans le secteur étudié. La qualification de la roche est dès maintenant en bonne voie d'être acquise. Celle du secteur devra être confirmée par des travaux complémentaires à conduire après 2006. De plus, des questions techniques de génie minier et de matériaux devront recevoir une réponse précise en temps utile.

Il reste aussi une question de stratégie de gestion à examiner. L'emprise du stockage est fonction de l'inventaire des déchets à stocker et du délai alloué pour leur refroidissement préalable. Il faut donc définir la durée d'entreposage des colis thermiques et notamment ceux contenant du MOX usé, si son stockage était décidé.

AXE 3. CONDITIONNEMENT ET ENTREPOSAGE DE LONGUE DURÉE

L'enjeu de l'axe 3 est le conditionnement des déchets en colis et la mise en entreposage de ceux-ci. Les recherches, essentiellement d'ingénierie, ont porté à la fois sur les colis et leurs conteneurs, et sur les entrepôts. L'Andra et le CEA sont conscients de l'intérêt de disposer de conteneurs aptes à être utilisés à la fois pour l'entreposage et pour le stockage, afin d'éviter des reconditionnements. Ces conteneurs constituent la principale protection des travailleurs et des populations pendant les opérations de maintenance et de transport, et durant la période de plusieurs décennies qui précéderait le scellement d'un stockage.

Le **conditionnement** industriel des déchets ultimes de retraitement a fait, en 10 ans, des progrès incontestables au plan de la réduction des volumes des colis de déchets primaires. Certains types de colis posant des problèmes de gestion ont été abandonnés au profit d'autres types de colis en principe plus faciles à gérer. Au plan qualitatif, les connaissances sur la tenue des

matrices de confinement des radionucléides et des conteneurs à diverses agressions ont aussi substantiellement progressé. Les modèles scientifiques d'évolution des matrices vis-à-vis de la tenue aux rayonnements et à la lixiviation se sont étendus et affinés. Ils permettent de construire des modèles opérationnels pour estimer le comportement à court et long terme des colis en situation d'entreposage et de stockage. En particulier, les aspects quantitatifs concernant la tenue des verres ont été améliorés et les modèles de prédiction s'en trouvent renforcés.

L'Andra et le CEA ont choisi de placer toutes les catégories de colis primaires de déchets (sauf ceux de déchets vitrifiés, qui relèvent d'un confinement particulier), devant être entreposés ou stockés, dans des conteneurs appropriés avant d'aller en dépôt. Des objets expérimentaux ont déjà été présentés ; en 2006 on devrait disposer de démonstrateurs en vraie grandeur de tels conteneurs.

Pour les combustibles usés, les recherches menées, à la faveur de la loi, dans le programme PRECCI, ont aussi conduit à mieux comprendre comment ils résisteront aux effets physiques et chimiques en entreposage de longue durée, et comment ils pourraient relâcher des radionucléides en présence d'eau dans un stockage. Des démonstrateurs de colis d'entreposage à sec et de stockage des combustibles usés seront prêts également en 2006.

L'**entreposage** en surface des colis de déchets est une opération industriellement maîtrisée, qui est actuellement programmée pour une période de 50 ans. Etant donné les incertitudes actuelles sur la durée d'intégrité des ouvrages de génie civil au-delà du siècle, on peut considérer deux voies d'entreposage de longue durée. La première, par un entrepôt conçu directement pour la longue durée, sous réserve que les ouvrages puissent effectivement conserver longtemps leur intégrité. La seconde, par une reconduction d'entrepôts industriels, qui bénéficient d'un retour d'expérience important et dont la prolongation d'exploitation peut être envisagée raisonnablement jusqu'à 100 ans. Une surveillance active est nécessaire avec une maintenance lourde sur toute la durée de l'entreposage. Pendant celui-ci, la sécurité repose, pour l'essentiel, sur les conte

neurs. Des entreposages en sub-surface peuvent aussi être envisagés. La roche protège alors le dépôt contre les chutes d'avion ou les intrusions. Au contraire de l'ouvrage en surface, la géologie et l'hydrogéologie jouent un rôle important pour le choix d'un site en sub-surface. Une étude approfondie ne peut être conduite que sur des sites concrets.

Bien que deux voies soient ouvertes pour l'entreposage en surface ou en sub-surface de durée au moins séculaire, la possibilité pour un entreposage de durer au delà du siècle sans renouvellement n'est pas garantie. La CNE est donc conduite à exprimer une opinion issue de sa réflexion : un entreposage à durée limitée, dans des conditions proches des entreposages industriels récents et perfectionnés, suivi d'un transfert – si possible sans reconditionnement – dans un site de stockage, agréé par l'autorité de sûreté, paraît la solution optimale. La réversibilité du stockage, si elle était assurée, permettrait encore pendant plusieurs décennies d'apporter des corrections au projet initial de gestion des colis de déchets.

CONCLUSION

La loi de 1991 a suscité une mobilisation scientifique importante de nombreux acteurs de la recherche publique autour d'objectifs définis dans son article 4. Une coopération internationale, essentiellement européenne, a permis de compléter certains domaines où les travaux étaient moins avancés en France.

Par ses recommandations scientifiques, la CNE a contribué à ce mouvement fédérateur. Celles-ci ont provoqué le démarrage effectif de divers projets (inventaire des déchets, réalisation de démonstrateurs de conteneurs, projet ALLIANCES de simulation numérique), la mise en œuvre de techniques d'investigation (forages dirigés) et l'approfondissement de certains sujets (réversibilité et extension de la collaboration avec le consortium international du Mont Terri).

Reprenant une préoccupation exprimée dans de nombreux rapports antérieurs, la CNE forme le vœu que l'ensemble des acteurs de la loi – industriels et organismes de recherche – prennent l'i-

itiative de faire mener par des spécialistes compétents, d'ici 2006, une étude sur les aspects sociétaux de la gestion des déchets nucléaires.

D'importants résultats ont été obtenus sur la possibilité de réduire la radiotoxicité de certains déchets à vie longue et sur leur conditionnement. Pour autant un long effort de développement pour l'industrialisation de la séparation poussée est encore indispensable. Pour la transmutation, quelques décennies de recherche restent encore nécessaires, du moins avec les moyens actuellement consentis.

L'entreposage des colis de déchets est affaire d'ingénierie qui ne pourrait être mise en œuvre sur des périodes séculaires qu'au prix d'une surveillance et d'une maintenance constantes, sinon même d'opérations périodiques de renouvellement des installations.

S'agissant du stockage géologique profond, l'argilite du Callovo-Oxfordien dans le secteur de Bure présente, en l'état des connaissances scientifiques acquises, des caractères de continuité et d'homogénéité favorables pour accueillir un stockage.

Toutefois, la qualification du site pour y créer ce stockage nécessitera encore des expérimentations et la reconnaissance préalable par puits et galeries de l'emprise nécessaire compte tenu de l'inventaire de déchets à stocker.

Au plan technique, stockage géologique et entreposage de durée séculaire sont des options possibles pour la gestion des colis de déchets. Il pourrait être envisagé que des entreposages de colis de déchets soient périodiquement renouvelés et ainsi se prolongent pendant des siècles. Une telle solution postule la stabilité des sociétés humaines, l'existence d'institutions responsables et la pérennité d'un niveau technique adéquat. Son principal avantage est de laisser la porte ouverte à d'autres modes de gestion des déchets à vie longue. Cette solution présente cependant des risques élevés à moyen terme et des contraintes économiques et techniques pour les sociétés futures.

En revanche, un stockage géologique est destiné à confiner à long terme les déchets ; il affranchit des incertitudes sociétales, notamment dès qu'il

est fermé. Il serait donc de bonne administration vis-à-vis des générations futures que le stockage appelé à recevoir ces déchets soit qualifié et construit aussi tôt que possible.

En ce qui concerne les déchets B, déchets ultimes non thermiques, les colis correspondants, placés dans des conteneurs appropriés, pourront aller au stockage dès que celui-ci sera disponible.

Pour les déchets C et les combustibles usés qui sont exothermiques, le stockage géologique peut être précédé par un entreposage des colis pendant une durée de plusieurs décennies, permettant notamment leur refroidissement.

La CNE recommande que le CEA et l'Andra conduisent, d'ici 2006, des études comparatives de gestions des déchets : gestion sans séparation poussée ou avec séparation poussée suivie soit d'une transmutation, soit d'un conditionnement spécifique, en tenant compte de la durée d'entreposage pour chaque cas.

La CNE souhaite en outre qu'un premier recueil de spécifications soit présenté pour tous les objets et ouvrages concernant l'entreposage et le

stockage, de façon à initier la préparation industrielle d'une future gestion des déchets à vie longue.

Les recherches conduites dans le passé et la production d'électricité nucléaire ont engendré des déchets radioactifs de nature variée. Pour gérer ces diverses catégories de déchets, il est indispensable que la France se dote d'un programme national de gestion des déchets comportant des objectifs ciblés et un débouché ultime pour les déchets à vie longue. Les résultats acquis dans le cadre de la loi montrent que cela est possible.

Les dossiers qui seront soumis en 2006 au Parlement par les acteurs de la loi devraient fournir au Législateur les éléments techniques lui permettant de choisir une stratégie globale de gestion des déchets et du combustible usé.

La CNE souligne que des recherches scientifiques et techniques associées aux objectifs choisis par le Parlement seront nécessaires dans la durée et qu'elles devront être menées dans un cadre international, tout particulièrement européen.

Chapitre 1

Activités de la Commission - Documents reçus, examinés par la Commission

Pour l'établissement du rapport n° 10, la Commission Nationale d'Evaluation a :

- procédé à des auditions des acteurs de la loi,
- visité des laboratoires,
- tenu des réunions de travail et des réunions de rédaction du rapport.

1.1. AUDITIONS SCIENTIFIQUES, VISITES DE LABORATOIRE ET RÉUNIONS

Les dates et thèmes des auditions tenues par la Commission sont les suivants :

9 octobre 2003 : Programme de recherche sur l'évolution à long terme des colis de combustibles irradiés (PRECCI).

21 janvier 2004 : Laboratoires souterrains.

22 janvier 2004 : Collaborations internationales.

11 et 12 février 2004 : Description et modélisation du comportement du stockage - Présentation des calculs 2004.

12 février 2004 : Présentation du document « *Stratégie et Programme des Recherches - Acquis et perspectives 2004* ».

3 mars 2004 : Entreposage de longue durée - Avancées et perspectives.

10 mars 2004 : Avancées des programmes de l'axe 1 - Perspectives.

La Commission a tenu, en complément :

- deux réunions avec l'Andra, portant respectivement sur les modèles de comportement à long terme des colis de déchets et sur le bilan des études et travaux 2002 de l'Andra ;

- une réunion avec le CEA, portant sur le comportement à long terme des verres nucléaires ;

- une réunion avec l'Andra et avec le CEA pour prendre connaissance de l'état d'avancement du projet ALLIANCES de simulation numérique ;

- une réunion avec EDF, qui a présenté à la Commission la problématique des options stratégiques d'équipement et de production électro-nucléaire et de gestion du cycle du combustible.

La Commission a visité plusieurs laboratoires du CEA, dans les Centres d'études nucléaires de Cadarache et de la Vallée du Rhône (Marcoule, Pierrelatte), notamment :

- laboratoire LECA-STAR, où des travaux expérimentaux relevant du programme PRECCI lui ont été présentés,

- maquette sous-critique MASURCA, utilisée pour l'expérience MUSE,

- laboratoires concourant au développement des procédés de vitrification,

- laboratoire « bitumes »,

- laboratoires d'essais de composants de conteneurs.

Des maquettes de conteneurs ont été présentées à la Commission au cours de ces visites.

La Commission s'est déplacée au laboratoire souterrain de Bure pour y prendre connaissance des premiers résultats des forages de reconnaissance de la formation.

La Commission s'est rendue dans les laboratoires de l'Institut Paul Scherrer (Suisse) où elle a visité la source de neutrons de spallation SINQ. C'est au cœur de cette installation que sera mis en place le dispositif expérimental MEGAPIE de spallation dans une cible d'alliage métallique liquide, en

substitution à la cible solide de spallation normalement utilisée.

La Commission a visité le laboratoire souterrain de Mont-Terri, où les résultats de l'expérience EZ-A d'interruption de la zone endommagée par l'excavation lui ont été présentés.

Les conclusions du dossier de synthèse de démonstration de la faisabilité du stockage géologique dans une formation argileuse, en Suisse, ont été présentées à la Commission par Nagra, entreprise coopérative suisse pour la gestion des déchets radioactifs.

Enfin, la Commission a visité la station expérimentale souterraine de Tournemire, où l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire effectue des observations dont il a présenté les résultats à la Commission.

La Commission s'est réunie durant sept journées pour la rédaction du présent rapport.

1.2. DOCUMENTS REÇUS ET EXAMINÉS PAR LA COMMISSION

Outre les documents qui lui sont présentés au cours des auditions et réunions, la Commission a reçu et examiné les documents suivants :

- Dossier CNRS-CEA « ADS ».
- Rapports techniques du CEA :
 - *Programme d'étude pour démontrer la faisabilité technique des nouvelles matrices de conditionnement (DEN/DDIN/RT-DPRGD/2003-1).*
 - *Etude détaillée des scénarios de transmutation faisant appel aux technologies actuelles pour les réacteurs (DEN/DDIN/RT-DGRGD/2003-2).*
 - *Couples concepts/sites pour les études d'entrepôts aptes à la longue durée (DEN/DDIN/DPRGD/2003-6).*
 - *Dossier opérationnel Verre 2003 (DIEC/2003/1).*
- Rapports Andra
 - *Bilan des études et travaux 2002 de l'Andra.*
 - *Andra, Projet HAVL-Argile, « Analyse phénoménologique des situations de stockage ».*
 - *Rapport de synthèse du Kimméridgien.*
 - *Synthèse hydrogéologique des calcaires du Barrois.*

Le document « *Stratégie et programmes des recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue - Acquis et perspectives* » (édition 2004), annuellement émis par le Ministère délégué la recherche et aux nouvelles technologies, a été remis et présenté à la Commission au cours de l'audition du 12 février 2004.

1.3. STRATÉGIE ET PROGRAMMES DES RECHERCHES

Le document « *Stratégie et programmes des recherches* », présenté le 12 février 2004, a été préparé par les organismes publics chargés des recherches dans le cadre de la loi. Il a été validé par le Comité de suivi des recherches sur l'aval du cycle du combustible nucléaire (Cosrac) qui regroupe les organismes de recherche et d'expertise : Andra, CNRS, CEA et IRSN, les industriels : Framatome, EDF et Cogéma et les représentants des ministères concernés.

L'édition 2004 du document « *Stratégie et programmes des recherches* », qui a fait l'objet d'une refonte complète, est un document important puisqu'il donne, comme l'indique son sous-titre, et pour ce qui intéresse la Commission, la vision des acteurs de la recherche sur le travail accompli jusqu'en 2003 et sur ce qu'il reste à faire d'ici 2006. C'est un bilan par rapport aux objectifs et programmes de recherche, qui ont été définis par les acteurs eux mêmes, sur la base des directions générales fixées par la loi et par rapport à l'échéance de 2006 qui est définie comme un point de rendez vous pour « *apporter en 2006 les éléments scientifiques, techniques et économiques en vue de l'évaluation des modes de gestion envisageables à court et long terme et permettant une décision éclairée en 2006, avec une mise en œuvre de modes de gestion validés à cette date et, le cas échéant, une prolongation des voies de recherches les plus intéressantes pour le long terme* ».

Le document est synthétique mais complet et bien organisé. Il traite des objectifs, de l'organisation et de la coordination des recherches, des acquis dans les trois axes et de ce qui est attendu en 2006. Il comporte des annexes factuelles claires. En revanche le document devrait être complété par un chapitre précisant des points de stratégie afin d'éclairer les recherches encore nécessaires après 2006. Cela est indispensable pour prendre des décisions en 2006. Certains points ont d'ailleurs été

présentés oralement à la Commission, le 12 février, et au cours d'autres auditions.

La Commission considère que l'on devrait trouver dans ce chapitre nouveau :

- la stratégie nationale de production électrique et d'utilisation de la matière fissile qui implique le retraitement (évolution du parc de réacteurs et des usines amont et aval du cycle avec dates réalistes) ;
- d'autres options de stratégies commentées par rapport à la stratégie précédente et des indications particulières concernant les axes de recherches en adéquation avec ces stratégies.

Pour l'axe 1 :

- sur la séparation poussée : possibilités techniques de mise en application, position sur la poursuite des recherches sur le retraitement poussé selon la voie transmutation ou conditionnement spécifique compte tenu des avantages/inconvénients sur la fin du cycle, intégration des recherches dans Atalante et dans l'usine de la Hague, conditionnement d'attente des éléments séparés ;

- sur la transmutation : possibilités techniques de mise en application dans les réacteurs électrogènes, position sur la poursuite des recherches sur les ADS, position vis-à-vis des réacteurs de génération IV ;

- sur les cibles de transmutation/nouveaux combustibles : orientations des recherches vers l'une ou l'autre voie selon les orientations du point précédent.

Pour l'axe 2 :

- sur le stockage géologique : position sur le stockage géologique et possibilités techniques correspondant aux déchets MAVL et HAVL, position sur un deuxième laboratoire souterrain ;
- sur le stockage géologique et l'entreposage : optimisation de l'entreposage et du stockage.

Pour l'axe 3 :

- sur l'entreposage : position sur l'entreposage longue durée et l'entreposage classique renouvelable selon les déchets concernés ; cas des combustibles usés.

Chapitre 2

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

RÉSUMÉ

Les recherches en **séparation poussée** visent à aller au-delà de la séparation de U et Pu des combustibles usés (CU). La séparation de Np, Am et Cm (seuls éléments sur lesquels la Commission a eu des informations en 2003-2004) est au stade de la faisabilité technique par voie hydrochimique. Pour les éléments I et Tc elle est acquise et pour le Cs elle est aussi en cours. Ces recherches pourraient être suivies de la réalisation d'un pilote de démonstration indispensable avant toute industrialisation. Bien que les recherches et développement en 2003 aient souffert de quelques aléas, la Commission est confiante sur le fait que le programme de démonstration de la faisabilité technique prévu par le CEA sera achevé fin 2005. Les études en pyrochimie se sont poursuivies normalement au CEA et dans le cadre de nombreuses collaborations avec les pays qui ont pratiqué des séparations pyrochimiques sur des CU au stade pilote. La portée de ces recherches dépasse le cadre de la loi et celles-ci mobilisent la communauté internationale.

S'agissant de la **transmutation** en systèmes sous-critiques ADS (*Accelerator Driven System*), l'année 2004 est marquée par la fin du 5^{ème} PCRD (consacré pour une large part aux ADS) et la formulation des propositions pour le deuxième appel d'offre du 6^{ème} PCRD. La Commission constate une réorientation dans les propositions formulées pour le projet intégré EUROTRANS du 6^{ème} PCRD qui constitue une rupture avec la stratégie de recherche définie antérieurement lors du 5^{ème} PCRD et une modification importante du cahier des charges et du calendrier de réalisation d'un démonstrateur européen d'ADS.

Concernant la transmutation en réacteurs critiques, le CEA a achevé la synthèse des études qu'il mène depuis plusieurs années sur la transmutation dans des réacteurs critiques de technologies actuelles (REP et RNR-sodium) dans le cadre de trois scénarios, deux à une composante de réacteurs (REP ou RNR), l'autre à deux composantes (REP et RNR) ; la faisabilité, les difficultés et les performances de ces trois familles de scénarios sont clairement analysées.

Le CEA, en partie en conclusion de ces études, renonce à proposer l'utilisation des réacteurs à eau sous pression pour la transmutation ainsi que ceci est apparu lors de l'audition du 10 mars 2004. Cette position rejoint celle d'EDF. Il s'interroge sur l'intérêt et la faisabilité d'une stratégie à double strate fondée sur les ADS et tend à reporter aujourd'hui l'ensemble de la transmutation dans les réacteurs à neutrons rapides du futur tels que ceux retenus par le Forum *Generation-IV* et dont le déploiement industriel pourrait avoir lieu, selon le CEA, vers 2035.

Les recherches sur les cibles et combustibles pour la transmutation concernent surtout la préparation d'aiguilles devant aller en irradiation pour tester divers matériaux à base de Am et Pu. Les programmes d'irradiation s'étaleront sur plusieurs années après 2006. Au plan expérimental, il faut souligner que le programme d'irradiation tel que prévu et présenté en 2003 n'a pas été remis en cause malgré un fonctionnement de Phénix qui n'est devenu continu que depuis le début 2004.

2.1. SÉPARATION POUSSÉE

Dans son rapport n° 9 la Commission a exposé le cadre général des recherches sur la séparation poussée, en aval du procédé PUREX, pour la voie hydrochimique ainsi que pour la voie pyrochimique, indépendante de tout procédé industriel. Cette année la Commission a eu connaissance, au cours de deux auditions les 22 janvier et 10 mars 2004, des recherches conduites sur ces sujets par le CEA seul et en collaboration, soit avec le CNRS, soit dans le cadre de programmes européens ou internationaux. Par ailleurs elle a recueilli les dernières informations diffusées au congrès international *Global 2003* (voir compte rendu au chapitre 5). Aucun résultat vraiment nouveau n'est apparu qui puisse donner une nouvelle orientation aux recherches en matière de séparation, mais des progrès ont été faits dans les deux domaines, que la Commission commente ci-dessous.

2.1.1. Voie hydrochimique

Le CEA étudie la faisabilité technique de plusieurs procédés. Ceux dont il est question ici sont : le procédé pour isoler Np (ou Np et Pu) des solutions de dissolution des combustibles usés en adaptant une étape du procédé PUREX, le procédé DIAMEX-SANEX en aval du procédé PUREX et le procédé de séparation de Am de Cm, qui leur fait suite. Les autres procédés n'ont pas fait l'objet d'auditions cette année. La Commission a décrit dans ses précédents rapports les principes à la base de ces procédés, par ailleurs aujourd'hui largement publiés dans la littérature, et elle n'y revient pas. Elle a aussi dit l'an dernier les difficultés à surmonter pour une démonstration de faisabilité technique et les moyens considérables à mettre en oeuvre dans la Chaîne Blindée Procédé (CBP) de l'installation Atalante à Marcoule. Durant les années 2002 et 2003, les équipements de la CBP ont été progressivement mis en place et testés et des expériences préparatoires aux essais sur solutions réelles ont été faites. C'est durant la présente année et en 2005 que les expériences sur ces solutions ont et auront lieu.

A cet égard, des crayons de combustible usé au taux de combustion moyen de 52 GWj/t et refroidis 5 ans ont été réceptionnés dans la CBP en décembre 2003 et les dissolutions ont démarré mi janvier 2004 dès que l'autorisation en a été donnée. A ce jour, 6,5 kg sur les 13,5 kg réceptionnés ont été dissous.

La modification de l'étape du procédé PUREX pour co-extraire avec U et Pu plus de 99 % de Np présent

dans les solutions de dissolution de combustible usé consiste à favoriser l'oxydation, tant au plan thermodynamique que cinétique, de Np(V) en Np(VI), extractible par le TBP (augmentation de l'acidité de la solution aqueuse initiale, addition d'acide nitreux à cette solution). L'essai PUREX modifié est prévu en juin 2004. Entre temps, un essai avec de l'uranium permettra d'ajuster les appareils d'extraction aux conditions de l'expérience et d'étalonner l'ensemble des suivis en ligne et des prélèvements pour suivre le déroulement de la séparation.

La phase de la démonstration technique du procédé DIAMEX-SANEX a débuté au début de 2002, après que sa faisabilité scientifique ait été démontrée fin 2001. Ce procédé sépare ensemble Am et Cm des produits de fission. Il repose essentiellement sur une extraction liquide-liquide des éléments par un solvant organique contenant des extractants, un diamide (DMDOHEMA) et un acide dialkyl phosphorique (HDEHP), à partir des solutions de produits de fission du procédé PUREX. Pour cela on ajuste constamment la composition de la phase aqueuse afin d'éviter l'extraction ou de récupérer de la phase organique les éléments ayant tendance à être co-extraits avec Am, Cm et les lanthanides (Mo, Pd, Ru avec de l'acide citrique, Zr, Fe avec de l'acide oxalique). Finalement la phase organique ne contient plus que Am, Cm et les lanthanides. La séparation de Am et Cm se fait avec HEDTA, ce complexant provoquant le seul retour en phase aqueuse des actinides. Ce procédé comprend 5 étapes qui s'enchaînent en un seul cycle. C'est un procédé élégant mais ambitieux. Avant d'en tester la faisabilité technique les essais préparatoires annoncés ont eu lieu.

Des résultats positifs ont été obtenus concernant l'endurance de la phase organique lors d'une dégradation accélérée du solvant par hydrolyse et radiolyse (boucle MARCEL) pendant 700 heures. La dose reçue était bien au-delà de celle qu'il recevrait dans le procédé industrialisé. La concentration des principaux produits de dégradation (amide acide et mono-amide) s'est stabilisée à des valeurs compatibles avec le procédé. En revanche, l'étape de séparation des extractants n'a pas pu être suffisamment maîtrisée, ni optimisée. Aussi, enchaîner les 5 étapes sur solutions réelles en un seul cycle n'a pas paru raisonnable au CEA pour les essais prévus en 2004. Il a été décidé de réaliser le procédé DIAMEX-SANEX en deux cycles : un premier cycle DIAMEX délivrant une solution ne renfermant que Am, Cm et les lanthanides (et des traces d'autres éléments) et un second

cycle « DIAMEX-SANEX allégé » reposant sur un schéma de purification des flux d'actinides et de lanthanides par HEDTA. Le procédé étant ainsi coupé en deux, l'étape de régénération du solvant, qui pose encore problème, n'apparaît pas. C'est un retour à la situation de la faisabilité scientifique qui avait été prouvée dans ces conditions. Cette voie en deux cycles, évidemment moins optimisée que ce qui était prévu, présente l'avantage de limiter les risques d'échec dus à des dysfonctionnements. Il est prévu au deuxième trimestre 2004 un essai de « DIAMEX-SANEX allégé » sur solution aqueuse active reconstituée puis un essai sur solution aqueuse réelle au 4^{ème} trimestre 2004. Ce n'est qu'en 2005 que le programme initialement prévu pour démontrer la faisabilité technique pourrait être réalisé.

La séparation entre Am et Cm aura aussi lieu en 2005. Les performances de l'essai réalisé en décembre 2002 en utilisant le même diamide que pour le procédé DIAMEX ont été conformes aux valeurs attendues (séparations mutuelles à mieux que 1 %). L'essai sur solutions réelles sera la répétition du point de vue technique de celui de 2002, mais avec le recyclage du solvant.

Le CEA prévoit d'effectuer, pour la mi-2005, avec le concours de Cogéma, une évaluation technico-économique de la séparation poussée. Il serait intéressant que fût simultanément élaboré un plan d'action pour préparer la faisabilité industrielle de la séparation poussée (contenu, calendrier, coûts). Cogéma pense qu'à minima, une évaluation du coût d'une phase de faisabilité industrielle devrait logiquement être achevée à mi-2005.

2.1.2. Voie pyrochimique

Aucune information directe des recherches du CEA n'a été communiquée cette année à la Commission, autrement que par le biais des collaborations que cet organisme lui a présenté lors de l'audition du 22 janvier 2004. Toutefois les recherches continuent car, ainsi que la Commission l'a souvent noté, il s'agit d'un domaine né avec la loi de 1991 et en renouveau en France, dans lequel il convient de combler un retard au regard de ce qui a été fait à l'étranger. Elles sont orientées en premier vers l'acquisition de connaissances fondamentales sur les actinides et produits de fission dans les sels fondus et vers des problèmes spécifiques de traitement soit de cibles de transmutation pour ADS, soit de combustibles pour réacteurs à haute température. Les méthodes étu-

diées sont l'extraction réductrice des éléments à transmuter par un métal fondu ou leur électrodéposition sur des cathodes appropriées. Les applications visées sont en premier le retraitement dans le cas d'un multi-recyclage avec, à l'échéance 2006, l'évaluation aussi complète que possible d'un procédé à l'échelle du laboratoire. Le CEA travaille avec le laboratoire de Valduc et EDF, et dans ce dernier cas les recherches sont liées aux sels fondus constituant le caloporteur-modérateur d'un éventuel réacteur à sel fondus.

2.1.3. Collaborations internationales

Le CEA a été très actif dans les programmes européens ou internationaux de séparation poussée.

Dans le domaine de la séparation par pyrochimie où les équipes sont peu nombreuses et les expérimentations lourdes, la collaboration est incontournable. Le CEA a lancé des collaborations bilatérales avec CIEMAT et ITU en Europe, RIAR, IHTE et KI en Russie, JAERI et JNC au Japon et ANL aux Etats-Unis et d'autres sont en cours (Los Alamos par exemple). Le CEA a présenté à la Commission un panorama très détaillé des recherches en cours dans le monde. Elles sont nombreuses, quelquefois importantes, ce qui montre que la voie pyrochimique est considérée avec attention dans la perspective du nucléaire du futur. Par exemple la Grande Bretagne (BNFL) a des ambitions industrielles du côté de la pyrochimie pour extraire U et Pu de combustibles spéciaux (voir compte rendu de *Global 2003* au chapitre 5). Les collaborations du CEA vont jusqu'à des échanges de chercheurs (RIAR, IHTE, ANL, CIEMAT) qui sont le réel moyen de transfert de connaissances pratiques. Le CEA a participé activement au contrat de recherche européen PYROREP (5^{ème} PCRD), il est partie prenante de EUROPART et a des projets pour EUROTRANS (6^{ème} PCRD ; voir chapitre 5).

La Commission a déjà parlé des programmes européens, PARTNEW et CALIXPART, relatifs aux recherches sur la séparation des actinides Am et Cm par voie hydrochimique. Les objectifs du premier étaient de définir des procédés d'extraction par solvant capables d'extraire ensemble ou séparément Am et Cm contenus dans les raffinats (solutions de produits de fission) ou les concentrats (mêmes solutions dénitrifiées et concentrées) de haute activité issus du procédé PUREX. Onze laboratoires ont participé à la recherche divisée en 8 sous-programmes balayant

les divers systèmes préconisés pour de telles séparations (utilisation malonamides, d'extractants azotés multidentés, d'extractants soufrés, voisins du CYANEX-301, de nouveaux extractants soufrés) et dont la Commission a déjà parlé. Il s'est agi de recherches fondamentales de chimie liées à l'extraction par solvant et de développement de procédés. C'est dans PARTNEW qu'a été améliorée la compréhension des réactivités différentes des actinides et lanthanides vis-à-vis des ligands possédant des atomes donneurs durs (O) et mous (N, S) permettant leur séparation. CALIXPART avait pour objectif de définir des systèmes permettant l'extraction sélective des actinides trivalents (Am et Cm) d'effluents acides de haute activité. La stratégie de la recherche a été de synthétiser et de tester soit des ligands simples, soit des macrocycles et/ou des dendrimères possédant des atomes d'oxygène, d'azote et de soufre greffés sur une plateforme macrocyclique (calix(n)arènes, cyclotrivrétrylènes, cavitands).

Le projet intégré EUROPART (voir chapitre 5) regroupe les activités de recherche dédiées aux développements des procédés par voies hydrochimique et pyrochimique en prolongeant celles du programme précédent. Les éléments étudiés vont jusqu'au californium (Cf) et les solutions couvrent, comme dans PARTNEW, les raffinats et les concentrats de haute activité. En particulier, ce programme est orienté vers le cycle des systèmes nucléaires avancés (ADS, futurs réacteurs) avec l'étude, au-delà de leur séparation individuelle, de la co-extraction de séries d'éléments (actinides trivalents Am à Cf) et même de l'ensemble des éléments U, Pu, Np, Am et Cm. La Commission n'aura probablement pas l'occasion de revenir sur EUROPART. Elle tient à souligner l'excellent travail qui s'est fait durant une dizaine d'années dans les programmes Euratom.

Toutes les informations des programmes du 5^{ème} PCRD vont être publiées. Il existe aussi aujourd'hui de nombreux documents disponibles des travaux réalisés dans le monde en séparation poussée.

2.1.4. Conclusion

La faisabilité technique de la séparation poussée n'est pas remise en cause. Le retard du CEA sur le programme qu'il s'était fixé pour la démontrer est dû aux aléas de la mise en route des grandes installations où on expérimente sur de la matière hautement radioactive. Le programme de repli pour 2004 sur le procédé DIAMEX-SANEX vise à

assurer la réussite technologique des essais sur solution réelle de dissolution des combustibles usés, plutôt que de montrer à tout prix que les programmes annoncés sont tenus et que les annonces que tout est déjà réglé pour 2006 seraient confirmées. La Commission signalait l'an dernier que le CEA devait être vigilant pour mener à bien la démonstration de la faisabilité technique de la séparation poussée, car le programme à réaliser pour cela dans Atalante était lourd et le temps court. Fin 2005 les expériences prévues devraient être terminées. Le rapport sur la faisabilité technique annoncé pour la mi-2005 donnera l'essentiel des résultats. Ces recherches pourraient être suivies de la réalisation d'un pilote de démonstration indispensable avant toute industrialisation.

Les recherches en pyrochimie suivent leur cours et en 2006 on disposera de résultats permettant d'apprécier comment la pyrochimie pourrait s'insérer dans les programmes du nucléaire du futur (nouveaux cycles du combustible, recyclage complet des actinides). A cet égard, la coopération sur le retraitement poussé par pyrochimie devrait se renforcer avec la Russie, le Japon et les USA, et cela pour une période bien au-delà de 2006. Au sein de l'Europe les programmes du 6^{ème} PCRD en séparation poussée sont déjà définis.

2.2. TRANSMUTATION

2.2.1. Points saillants et nouvelles orientations stratégiques du CEA

Le CEA a fourni les prochains jalons d'ici l'échéance 2006 des recherches menées sur l'axe 1. Depuis le dernier rapport n° 9 de la Commission sont apparus un certain nombre d'éléments importants susceptibles d'affecter le déroulement futur des recherches menées sur la transmutation dans le cadre de l'axe 1.

S'agissant de la transmutation en systèmes sous-critiques ADS (*Accelerator Driven System*), la fin du 5^{ème} PCRD (consacré pour une large part aux ADS) et la formulation des propositions pour le deuxième appel d'offres du 6^{ème} PCRD constituent probablement le fait le plus marquant pour ce rapport. La Commission constate une réorientation dans les propositions formulées pour le projet intégré EUROTRANS du 6^{ème} PCRD qui constituent une rupture avec la stratégie de recherche définie antérieurement lors du 5^{ème} PCRD avec le TWG et le projet PDS-XADS. Il s'agit en fait d'une modifica-

tion importante des objectifs, centrés sur l'étude d'un prototype de plusieurs centaines de MW_{th} destiné à la démonstration industrielle de la transmutation.

Concernant la transmutation en réacteurs critiques, le CEA a fourni à la Commission la synthèse finale des études qu'il mène depuis plusieurs années sur la transmutation dans des réacteurs critiques de technologies actuelles (REP et RNR-sodium) dans le cadre de trois scénarios, deux à une composante de réacteurs (REP ou RNR), l'autre à deux composantes (REP et RNR). La faisabilité, les difficultés et les performances de ces trois familles de scénarios sont clairement analysées. Au plan expérimental, il faut souligner que le programme d'irradiation tel que prévu et présenté en 2003 n'a pas été remis en cause malgré un fonctionnement de Phénix qui n'est devenu continu que depuis la fin du mois de décembre 2003.

Un autre point important qui pourrait influencer les choix à venir en matière de recherches sur la transmutation est la réorientation stratégique du CEA opérée vers la fin 2003, peu après la conférence internationale *Global 2003* (voir chapitre 5). La nouvelle orientation, présentée par le CEA à la Commission lors de l'audition du 12 février 2004, privilégie la transmutation dans les réacteurs à neutrons rapides du futur tels que ceux retenus par le Forum *Generation-IV* et pour lesquels il consacre actuellement 60 M€ par an (à comparer à environ 6 M€ sur les ADS). Le déploiement industriel pourrait avoir lieu, selon le CEA, vers 2035. Entre temps, la séparation de Am et Cm démarrerait vers 2020 avec un prototype industriel, le Pu étant « entreposé » dans les combustibles MOX déchargés des réacteurs après un seul recyclage. Est ainsi écartée la proposition, faite à maintes reprises par le CEA mais dont l'étude a révélé les inconvénients, d'utiliser les REP pour recycler en mode hétérogène l'Am et stabiliser l'inventaire en Pu grâce à son multi-recyclage. Le CEA s'interroge également sur l'intérêt des ADS, utilisés avec les REP dans un scénario à « double strate », d'autant plus que leur déploiement industriel ne pourrait intervenir, selon le CEA, qu'après celui des réacteurs de génération IV.

La Commission a demandé qu'une analyse détaillée lui soit fournie sur ce dernier point, qui mette notamment en évidence et en comparaison les divers « verrous technologiques » qui conditionnent pour une part le calendrier de déploiement industriel aussi bien des réacteurs du futur que des ADS.

La Commission a rencontré EDF le 18 décembre 2003 qui l'a également informée de sa vision de l'évolution future (jusqu'en 2100 environ) de son parc électronucléaire et du devenir des combustibles usés. Il apparaît que la nouvelle orientation stratégique du CEA, évoquée ci-dessus, est compatible avec la volonté d'EDF de s'en tenir à un seul recyclage du Pu dans les REP électrogènes et d'écarter toute proposition qui viserait à y recycler les actinides mineurs, compte tenu notamment de ses sérieuses difficultés techniques.

2.2.2. Cibles et combustibles pour la transmutation

La Commission a été informée des recherches en cours sur ce sujet (audition du 22 janvier 2004), pour la plupart menées en collaboration. Les matériaux susceptibles d'être utilisés pour la transmutation sont au cœur des recherches. Comme on l'a déjà dit, il s'agit de recherches pluridisciplinaires qui portent sur la physico-chimie de composés d'actinides (compositions, propriétés thermiques, mécaniques), sur leur tenue à l'irradiation (changement de composition, gonflement, amorphisation), sur la fabrication des aiguilles cibles mais aussi sur la façon de les irradier quelques années en réacteur (à neutrons thermiques ou rapides) pour en tester la tenue, tenue qui est ou plutôt qui sera l'arbitre des choix finaux, car les résultats décisifs des irradiations ne seront connus qu'après 2006.

2.2.2.1. Collaborations

La collaboration européenne et internationale s'est progressivement mise en place à partir de 1992 avec le programme EFFTRA consacré à la transmutation de Am, Tc et I. Aujourd'hui elle est organisée autour des outils expérimentaux d'irradiation disponibles : HFR, R2 et Phénix en Europe, BOR-60 en Russie et ATR aux Etats-Unis et des principaux laboratoires de développement des combustibles nucléaires : ITU, PSI, FZJ, NRG, CEA/LEFCA et CEA/Atalante en Europe, ANL, LANL et ORNL aux USA, JAERI au Japon, VNIINM et RIAR en Russie. Il s'agit donc d'une mobilisation importante de la communauté scientifique. Pour autant, elle n'est pas coordonnée en un programme unique qui tiendrait compte d'orientations stratégiques, fission quasi totale en une passe dans les réacteurs ou multirecyclage impliquant alors un ou des retraitements intermédiaires. Seul EFFTRA a depuis 1994 un Comité scientifique qui oriente les recherches. Les expériences projetées sont nombreuses et il est souvent difficile d'en saisir

les imbrications voire le contenu (par exemple si on se réfère aux compositions des matériaux irradiés). Dans son rapport n° 9 la Commission a examiné les projets d'irradiation dans Phénix, sur lesquels il n'y a pas à revenir sinon pour dire que le réacteur est opérationnel depuis fin décembre 2003, que son fonctionnement est satisfaisant depuis lors et que, dans le cadre de MATINA, des cibles ont été déchargées en octobre 2003 et mars 2004. Elle a aussi donné les principaux résultats du programme EFFTRA qui a montré la bonne tenue à l'irradiation des oxydes simples inertes (MgO , Y_2O_3 , CeO_2) pour diluer AmO_2 ou PuO_2 et mixtes non stoechiométriques $[(Am,Zr)O_{2-x}$, $(Am,Zr,Y)O_{2-x}]$ et des Cermets.

Le panorama dressé par le CEA lors de l'audition du 22 janvier 2004 a été l'occasion de faire un point sur les enseignements obtenus à ce jour de toutes ces recherches. Le programme EFFTRA se poursuit et des aiguilles d'oxydes de Am, Pu, Zr (voire de Cm) seuls ou en dilution dans MgO ou Mo seront prêtes pour être mises en réacteur en 2005. Un test de fission à 90 % est prévu. Au niveau du 5^{ème} PCRD, les projets CONFIRM (2000-2004) et FUTURE (2001-2004), qui faisaient suite à ceux du 4^{ème} PCRD, sont respectivement destinés à l'étude des nitrures $[(Pu,Zr)N$, $(Am, Zr)N]$, des oxydes mixtes de Am, Y et Zr, et de Cermets oxydes-Mo. Ces programmes seront probablement poursuivis dans le 6^{ème} PCRD (programme EUROTRANS) et plus spécifiquement pour une transmutation en ADS. Ce n'est qu'à la fin du 6^{ème} PCRD que des choix pourront se dessiner. Au niveau international les projets BORA-BORA, AMBOINE et MATINA sont communs au CEA et la Russie (Minatom) et sont dédiés à l'étude des oxydes et nitrures de Pu et Am sans U, irradiés dans BOR 60. Une partie du projet BORA-BORA sera réalisé fin 2004. Le projet CEA-DOE (puis JAERI), FUTURIX-FTA d'irradiation dans Phénix porte sur des Cercers, des Cermets (au Mo) et des alliages de zirconium métallique (Pu, Am, Np). Ceux fortement chargés en Am correspondent à des matériaux qui pourraient être utilisés dans les ADS.

La Commission a eu des informations sur la contribution d'Atalante aux programmes évoqués ci-dessus. En 2000, des aiguilles à base de AmO_2 (17 %) dispersé dans MgO ont été réalisées et étudiées. En 2003, des solutions solides $AmPuO_2$ y ont été préparées par co-précipitation et calcination des oxalates à l'échelle de quelques dizaines de grammes, puis diluées dans MgO , pastillées, frittées et gainées.

2.2.2.2. Conclusion

Les études sur les cibles ou les combustibles de transmutation visent surtout à sélectionner des composés céramiques de Am (voire Cm) et de Pu ou des composites de ces éléments (Cercer et Cermet) offrant toutes garanties pour rester sans problème et longtemps dans un système de transmutation et pouvant éventuellement être recyclés. Aujourd'hui quelques matériaux semblent prometteurs au vu de résultats préliminaires mais souvent partiels et qu'il convient de confirmer. De nombreuses expériences, par nature longues, sont en cours, ou vont être lancées. La communauté internationale est mobilisée. Ce n'est que bien après 2006 que les résultats attendus permettront des choix.

2.2.3. La transmutation en systèmes sous critiques (ADS)

Depuis le rapport précédent de la Commission, peu d'éléments nouveaux concernant les recherches menées sur la transmutation ont été présentées à la Commission lors de l'audition du 10 mars 2004, consacrée exclusivement à la séparation et surtout aux systèmes sous-critiques. Cette année est marquée par le bilan du 5^{ème} PCRD (voir chapitre 5), la préparation du projet intégré EUROTRANS du 6^{ème} PCRD et par une réflexion de la part des acteurs nationaux sur le futur des ADS et sur les aspects plus stratégiques abordés à l'audition du 12 février 2004 avec la présentation par le Ministère chargé de la recherche de l'édition 2004 du document « *Stratégie et programmes des recherches* » (voir chapitre 1).

2.2.3.1. Le bilan des recherches et du 5^{ème} PCRD

Les recherches menées sur les ADS sont coordonnées au plan national au sein du groupement de recherche GEDEPEON et se mènent dans le cadre européen du 5^{ème} PCRD Euratom (fission nucléaire), à part le projet TRADE mené conjointement par le CEA et l'ENEA avec la collaboration de partenaires internationaux et du CNRS. Nous rappelons ci-dessous (voir rapport n° 9) la composition des programmes de la partie transmutation du 5^{ème} PCRD qui vient de s'achever.

Rappelons qu'un système ADS est constitué d'un accélérateur (programme IPHI), d'une cible de spallation (programme MEGAPIE) et d'un réacteur sous-critique (programme MUSE).

Partie Transmutation (24 M€) du Programme Séparation-Transmutation (28 M€) du 5^{ème} PCRD					
Acronyme	Thème de recherche	Coordinateur	Nombre de partenaires	Durée (mois)	Financement de l'UE (M€)
Etude de base					
MUSE	Expérience de neutronique de cœur sous-critique.	CEA (France)	13	36	2,0
HINDAS	Données nucléaires à haute et moyenne énergie pour les ADS.	UCL (Belgique)	16	36	2,1
n-TOF-ND-ADS	Données nucléaires pour ADS par temps de vol de neutrons.	CERN	18	36	2,4
Soutien technologique					
SPIRE	Effets de l'irradiation des aciers par neutrons et protons.	CEA (France)	10	48	2,3
TECLA	Matériaux et thermo-hydraulique pour Pb-Bi.	ENEA (Italie)	16	36	2,5
MEGAPIE	Expérience pilote sur cible de spallation de 1 MW.	FZK (Allemagne)	16	36	2,43
Combustibles					
CONFIRM	Irradiation et modélisation de combustibles nitrure sans uranium.	KTH (Suède)	7	48	1,0
THORIUM CYCLE	Développement des cycles au thorium pour REP et ADS.	NRG (Pays-Bas)	7	48	1,2
FUTURE	Combustibles pour la transmutation de transuraniens.	CEA (France)	10	36	1,7
Projets transverses					
ADOPT	Réseau thématique d'étude des options avancées de séparation et transmutation.	SCK.CEN (Belgique)	16	36	0,4
PDS-XADS	Etudes préliminaires de conception d'un ADS expérimental	Framatome (France)	26	36	6,0

1. Les études de données nucléaires concernant la spallation présentées à la Commission, ne comportent pas de points fondamentalement nouveaux par rapport à l'année dernière et ne sont pas sur le chemin critique de la conception d'un démonstrateur, comme l'a déjà mentionné la Commission dans son précédent rapport. Néanmoins, il faut souligner l'importance de certaines de ces données pour les études de matériaux. Le projet HINDAS a comme objectif de fournir des données et modèles nucléaires dans un domaine d'énergie au-delà de 20 MeV nécessaires à la

conception de la cible de spallation (relation intensité du faisceau/puissance du réacteur, connaissance de l'activité et des impuretés s'accumulant dans la cible de spallation, des phénomènes de corrosion sous irradiation de la fenêtre...). Ce projet a pour une large part atteint son objectif. D'une part, d'importantes campagnes de mesures de diverses sections efficaces inclusives ont été menées ces dernières années auprès de divers accélérateurs (voir les précédents rapports) permettant aujourd'hui l'extension jusqu'à 200 MeV des bases de données qui ne l'é-

taient que jusqu'à 20 MeV. D'autre part, les modèles au-delà de 200 MeV ont été affinés en s'appuyant également sur un important programme expérimental (production de neutrons, de résidus de spallation, d'hydrogène et d'hélium). Par exemple, ils reproduisent bien le nombre de neutrons produits par proton incident sur cible épaisse, avec une précision de l'ordre de 15 % compatible avec celle des mesures. Certains de ces résultats expérimentaux sur le fer obtenus en cinématique inverse à GSI, sont même directement utilisables pour les études matériaux de tenue de la fenêtre. Bien qu'améliorés, ces modèles rencontrent cependant des difficultés à décrire correctement la production d'hélium ; il en est de même de la production de résidus dont les nombreux résultats obtenus à GSI ont permis de revoir la description de certains mécanismes nucléaires (évaporation, fission) intervenant dans la cascade intranucléaire à haute énergie. De nouvelles mesures de production de résidus très légers comme ^7Be ou ^{10}Be ont également permis de mettre en lumière les insuffisances des modèles de spallation. Le programme de physique de base HINDAS devrait se prolonger au-delà de la fin du 5^{ème} PCRD en vue d'améliorer la capacité prédictive des modèles nucléaires et, au-delà, les connaissances fondamentales concernant la spallation. Une demande dans le cadre d'EUROTRANS est élaborée en ce sens.

2. Aucune audition n'a eu lieu cette année concernant le programme MEGAPIE. L'exposé qui en a été fait à PSI lors de la visite, le 3 décembre 2003, de la Commission n'apporte pas d'éléments nouveaux par rapport à ceux contenus dans son rapport n° 9, si ce n'est un retard d'un an du programme qui devrait se terminer en 2006-2007 avec les examens post-irradiation. La seule expérience d'irradiation de 6 mois est confirmée.
3. Même situation en ce qui concerne le projet IPHI (hors 5^{ème} PCRD), pour lesquels il n'y a pas d'éléments nouveaux portés à la connaissance de la Commission depuis le rapport n° 9.
4. Le programme MUSE-4 est prolongé jusque juin/juillet 2004 ; il porte dans sa dernière phase sur une configuration plomb (1/3 du cœur chargé avec des réglettes de plomb début avril 2004) à un niveau de sous-criticité $k_{\text{eff}} = 0.965$. Le bilan scientifique général de MUSE, pré-

senté cette année à la Commission, apparaît extrêmement positif non seulement dans la compréhension de la physique des massifs sous-critiques, mais aussi parce qu'il a permis de mettre au point des méthodes de mesures en ligne de sous-criticité applicables à un ADS industriel, à condition de réaliser des coupures de faisceau de l'ordre de 100 μs . Ces méthodes devraient être mises en oeuvre dans TRADE.

5. Le cœur des études sur la transmutation en ADS du 5^{ème} PCRD est le projet PDS-XADS déjà commenté par la Commission dans son rapport n° 9. Ce projet doit se terminer en novembre 2004. Aussi est-il encore prématuré de tirer un bilan complet de ce projet dont on rappelle qu'il a pour objectif l'étude et la comparaison de trois concepts de démonstrateur d'ADS (faisabilité technologique, besoins en R&D et identification des options techniques les plus prometteuses). Les trois concepts étudiés sont les deux projets de 80 MW_{th} d'Ansaldo et de Framatome d'un cœur sous critique refroidi respectivement au plomb-bismuth et au gaz et celui de SCK-CEN de 50 MW_{th} refroidi au plomb-bismuth appelé Myrrha (commenté dans le rapport n° 9). La phase d'étude de ces trois concepts est actuellement en cours d'achèvement. La situation de ce projet a été exposée à la Commission lors de l'audition du 10 mars 2004. Des conclusions ont pu déjà être tirées pour chacun des 5 sous-programmes constituant le projet PDS-XADS. Les plus importantes sont les suivantes :
 - a/ La sous-criticité maximum recommandée à un niveau de puissance de l'ordre de 100 MW_{th} doit être comprise entre 0,95 et 0,97 si l'on ne veut pas atteindre la criticité dans toute situation normale ou accidentelle. Des barres absorbantes sont probablement nécessaires en phase de manutention.
 - b/ Les problèmes clefs concernant la sûreté générique sont identifiés (compaction du cœur, possibilité d'arrêt de l'accélérateur, évacuation de la puissance résiduelle, confinement de la radioactivité, activation et risque de corrosion des structures).
 - c/ Le choix de l'accélérateur linéaire supraconducteur est acté ainsi que l'optique de la ligne de transport doublement achromatique installée avant l'entrée du faisceau dans le

canal central du réacteur menant à la cible. Cet accélérateur ne devra pas subir en un an plus de 5 arrêts intempestifs de durée supérieure à 1mn, ce qui constitue une contrainte très forte.

- d/ Les aspects « matériaux » sont essentiels en raison des phénomènes de corrosion sous irradiation et de dégâts d'irradiation par les neutrons. Ceci est particulièrement important pour la conception de la cible pour laquelle une solution sans fenêtre est à considérer pour les réacteurs refroidis au Pb-Bi. On se libérerait ainsi de la contrainte d'une durée de vie trop faible de la fenêtre et aussi de celles liées à l'activation des structures. Pour les cœurs refroidis au Pb-Bi, il y a également le problème de la corrosion des gainages et pour ceux refroidis au gaz, celui de la perte de refroidissement associée d'une manière générale à ce type de réacteur.
- e/ Concernant chacun des trois concepts, une liste des points délicats en rapport avec la sûreté, la manutention et la maintenance a été fournie à la Commission. Si aucun point rédhibitoire n'a été identifié pour l'instant, il n'en reste pas moins que l'élucidation de chacun d'eux exigera un important effort de R & D.

Le projet PDS-XADS conclura vraisemblablement à la complexité technologique d'un ADS au niveau du couplage des trois sous-ensembles (accélérateur, cible, réacteur), en raison d'un environnement corrosif et irradiant (problème de matériaux) et des contraintes fortes imposées sur l'accélérateur quant à sa fiabilité de fonctionnement.

De plus, les observations très restrictives faites devant la Commission lors de son précédent rapport notamment sur la puissance maximum et le niveau minimum de sous-criticité que devra respecter un ADS industriel n'ont pas été remises en cause cette année.

- 6. Les études matériaux spécifiques aux ADS ont fait également l'objet de deux présentations à la Commission cette année. Ces études se partagent entre deux thèmes : les effets de l'irradiation (programme SPIRE) et les effets de la corrosion (programme TECLA) ; certaines conclusions fortes peuvent déjà être tirées. La présence de protons et de neutrons de haute énergie, de parties fortement

soumises à l'irradiation (fenêtre et structures associées à la cible de spallation) posent des problèmes spécifiques aux ADS que l'on ne rencontre pas avec la même acuité dans les réacteurs critiques. Il en est de même des phénomènes de corrosion liés à l'utilisation d'un métal liquide à base de plomb (Pb ou Pb-Bi) mis en contact avec des surfaces métalliques et dans lequel s'accumulent des impuretés (produits de spallation, phases métalliques, oxydes...).

L'objectif du programme européen SPIRE est l'étude des effets d'irradiation sur les aciers martensitiques, qui restent le choix de référence pour les structures de la cible, notamment la fenêtre qui est la partie la plus sollicitée (100 dpa/an, 50-100 appm He/dpa prépondérant sur la perte de ductilité). L'irradiation a pour effet de modifier la composition chimique des aciers et d'y créer des microstructures conduisant à une augmentation du durcissement et de la fragilisation. Ces effets ont une conséquence directe sur la durée de vie de la fenêtre d'autant plus réduite que la température est basse (< 400°C). Trois types d'irradiation à basse température sont étudiés : aux neutrons (BR2, HFR et BOR60), aux flux de protons de 600 MeV (SINQ) et par implantation ionique pour simuler les effets des produits de spallation et de la formation d'He et d'H. Il faut citer également les 6 mois d'irradiation prévus pour le projet MEGAPIE qui permettront une évaluation de la durée de vie de la fenêtre dont la prolongation nécessiterait d'augmenter la température de fonctionnement de la cible de spallation, mais ceci est au détriment de la corrosion ; une plage de température de 350°C à 550°C (vers 400°C ?) apparaît comme un compromis possible entre irradiation et corrosion.

Le programme TECLA a pour objectif l'étude de la corrosion liée au métal liquide (y compris le développement de codes et de base de données matériaux) mais également le développement de méthodes de protection anti-corrosion par oxydation in situ ou revêtement préalable, de contrôle de l'oxygène et des impuretés et des moyens de purification. Ces études (contact direct en liquide stagnant et en liquide circulant, essais de fatigue, effets de la température et du film d'oxyde) sont menées dans des boucles hors irradiation et visent à caractériser les conditions d'endommagement de l'acier T91 par le métal liquide qui se traduisent notamment par une diminution de la durée de vie de la fenêtre. Par ailleurs, on n'a pas mis en évidence des produits de corrosion à bas point de fusion (comme par exemple l'eutectique ternaire Pb-

Bi-Hg) susceptibles d'accélérer l'érosion de l'acier T91 et de contribuer au bouchage de canalisations, c'est un résultat plutôt encourageant. Une pompe électrochimique à oxygène a été mise au point (elle reste à être validée sur de nombreux points) pour mesurer et contrôler l'oxygène dissous dans le plomb en vue de passiver la surface du métal ; il s'agit également d'un résultat important. Les résultats de TECLA confirment le choix de l'acier martensitique T91 et aboutissent à une meilleure connaissance des phénomènes de corrosion, permettant d'écarter certaines craintes, et à la maîtrise de la passivation de l'acier par oxydation contrôlée. Le programme LISOR, associé à MEGAPIE, apporte également des connaissances concernant les phénomènes de corrosion sous irradiation, un thème majeur qui reste à développer. Parmi les points délicats il y a le filtrage des impuretés, la mise en œuvre en situation réelle du contrôle de l'oxygène, le compromis entre irradiation et corrosion concernant la température de travail, comme indiqué plus haut au paragraphe sur l'irradiation. Comme c'est souvent le cas, les matériaux constituent le point clef pour la mise en œuvre de technologies nucléaires : c'est particulièrement le cas des ADS.

2.2.3.2. La préparation du 6^{ème} PCRD

La transmutation est un des thèmes retenus dans le deuxième appel d'offres du 6^{ème} PCRD (voir chapitre 5) clos le 19 avril 2004.

Les équipes qui ont travaillé dans le cadre du 5^{ème} PCRD dans le cadre d'ADOPT ont été amenées à se regrouper dans le projet intégré EUROTRANS pour répondre à l'appel d'offres de la Commission européenne. L'organisation très structurée et le programme de recherche d'EUROTRANS, tels qu'ils figurent dans la proposition, ont été mis en place par quatre grands laboratoires européens (CEA, ENEA, FZK et SCK-CEN) sous l'impulsion du professeur Carlo Rubbia. EUROTRANS comporte plusieurs sous-programmes reprenant en partie les divers programmes P&T du 5^{ème} PCRD (matériaux, combustibles, données nucléaires). Il y a deux nouveaux éléments importants :

- 1/ le programme TRADE qui se veut être la continuation de MUSE et la démonstration du couplage des trois éléments constitutifs d'un ADS à un niveau de puissance de plusieurs centaines de kW ;
- 2/ la conception d'un système ETD/XT-ADS de l'ordre de 100 MW_{th} visant à démontrer la faisabilité de la transmutation, en utilisant des com-

combustibles innovants sans U, et, dans une étape suivante, d'un ADS à l'échelle industrielle d'une puissance de plusieurs centaines de MW_{th}, nommé ETD/EFIT. Il s'agirait de reprendre la démarche de PDS-XADS du 5^{ème} PCRD en l'orientant vers la conception d'un ADS de plus grande taille destiné à démontrer la transmutation.

2.2.3.3. La nouvelle démarche concernant le futur des ADS

Comme indiqué au § 2.2.1, on note des changements récents sur la stratégie de recherches relatives aux ADS. Celle-ci s'est construite lentement au plan national depuis 1997, moment où le CEA et le CNRS ont décidé d'unir leurs efforts sur les ADS, avec le soutien d'EDF puis de Framatome, au sein de GEDEON, devenu en 2002 GEDEPEON. Après une période d'identification et de lancement des recherches de base, les deux organismes ont rédigé en janvier 2001 un « dossier de motivation » (voir rapport n° 8 de la CNE) concernant les recherches, les études de scénarios et les réalisations concrètes. Ses analyses et conclusions seront reprises dans un rapport d'avril 2001 du groupe technique européen (TWG) présidé par C. Rubbia. Ces deux rapports indiquaient notamment la même feuille de route, rattachée au calendrier des PCRD européens, pour aller vers un incinérateur industriel de type ADS avec les étapes de démonstration XADS (100 MW_{th}, début de construction en 2008, fonctionnement en 2015), de prototype industriel XADT (opération en 2020) et de réalisation d'un système industriel de grande taille vers 2040. Le coût de XADS était alors estimé à 980 M€ (± 30 %) sur 12 ans (hors combustible 180 M€). Ce travail a servi de base au programme transmutation du 5^{ème} PCRD centré autour de PDS-XADS (voir plus haut).

Cette feuille de route a récemment été revue dans le dossier commun CEA-CNRS sur l'ADS (plan à 10 ans, 2 octobre 2003) que la Commission a déjà commenté dans son rapport n° 9. Ce dossier ne remet nullement en cause les étapes décrites ci-dessus mais constate que l'effort financier n'a pas jusqu'à présent été à la hauteur des sommes proposées dans le rapport d'avril 2001 du TWG (le CEA et le CNRS ont chacun dépensé environ 38 M€ entre 1996 et 2002) et par voie de conséquence un certain glissement du calendrier : d'un an ou deux pour XADS dont les données pour une décision de réalisation ne seraient disponibles que fin 2007 (et non en 2006) et de cinq ans pour XADT. Ce retard n'a pas vraiment d'incidence sur le lointain calendrier de l'installation industrielle.

L'inflexion apportée dans la proposition EUROTRANS paraît importante : elle reporte à la fin du 6^{ème} PCRD ce qui aurait pu être décidé au sujet de XADS à l'issue du 5^{ème} PCRD en fonction des résultats obtenus par PDS-XADS portant sur les trois modèles d'XADS discutés plus haut. L'importance accordée au programme TRADE dans le projet intégré EUROTRANS et la faiblesse des moyens mobilisés sur les ADS en général expliquent ce report de calendrier qui ne coïncide plus avec l'échéance de la loi en 2006.

2.2.4. La transmutation en réacteurs critiques

Le CEA a remis le rapport « *Etude détaillée des scénarios de transmutation faisant appel aux technologies actuelles pour les réacteurs* » qui reprend, sans les modifier mais en les approfondissant et en les complétant, les informations et résultats que le CEA avait présentés à la Commission en 2002 et dont la Commission a rendu compte dans son rapport n° 8 (§ 4.3.5). Le CEA y ajoute une analyse plus complète des scénarios :

- recyclage « homogène » en réacteurs REP,
- recyclage « homogène » en réacteurs RNR.

Rappelons que le scénario de recyclage homogène de l'ensemble des actinides en réacteurs REP présente potentiellement de bonnes performances de réduction de la radiotoxicité des actinides. L'étude approfondie du recyclage intégral des actinides en mode homogène dans les réacteurs REP, au moyen de combustible MIX, fait toutefois apparaître de notables difficultés :

- l'importance de la source de neutrons résultant de la production de Cf, quoique en quantité pondéralement faible ; cette source est très gênante tant pour la fabrication du combustible que pour sa manutention ;
- les mauvais paramètres neutroniques du combustible MIX en cœur ;
- la forte production d'hélium dans les crayons combustibles, pour un taux de combustion élevé.

Ces caractéristiques défavorables à la sûreté et à la radioprotection fondent l'orientation des études du CEA vers la transmutation en RNR car, en ce qui concerne le recyclage en mode homogène dans les réacteurs à neutrons rapides, aucune difficulté notable d'ordre neutronique n'apparaît. Tempérant

cette conclusion favorable, le CEA rappelle les enseignements de l'expérience SUPERFACT : la teneur du combustible en actinides mineurs et le taux de combustion pourraient devoir être limités à des valeurs en deçà des objectifs initialement visés. Ces études de transmutation en RNR servent de support aux études de systèmes et de scénarios fondés sur l'utilisation du multi-recyclage de l'ensemble des actinides dans les futurs réacteurs rapides de génération IV pour lesquels le CEA a entrepris un programme important de recherche (essentiellement pour ceux refroidis au gaz).

2.2.5. Conclusion

On peut aujourd'hui faire les observations suivantes concernant les études sur la transmutation. Cette technique, qui vise à réduire les risques potentiels à long terme des stockages, peut s'appliquer soit dans des réacteurs critiques soit dans des réacteurs sous-critiques pilotés par accélérateur (ADS).

Les études menées depuis plusieurs années par le CEA sur les premiers ont été finalisées dans le rapport mentionné au paragraphe précédent. Elles montrent clairement les avantages en terme de réduction de radiotoxicité mais aussi les inconvénients opérationnels (sûreté, radioprotection) de l'utilisation des REP, exploités soit seuls, soit en relation avec des RNR. Ces derniers, en revanche, offrent des performances meilleures. Des priorités sont aujourd'hui affichées par le CEA en faveur des réacteurs de génération IV de filière « neutrons rapides/gaz » qui serviraient, à réduire la quantité de déchets à vie longue allant au stockage, grâce au multi-recyclage. Le CNRS, pour sa part, s'engage dans l'étude de systèmes produisant moins de corps à vie longue, comme les réacteurs à sels fondus utilisant un combustible à base de thorium.

Dans ce nouveau contexte, l'intérêt des réacteurs sous-critiques est remis en cause. En outre, l'existence de verrous technologiques est invoquée par le CEA pour estimer que le développement industriel des ADS ne serait envisageable qu'au-delà de 2040, en tout cas après celui des réacteurs de génération IV. La Commission demande des éclaircissements à ce sujet.

Toutefois, les ADS pourraient constituer une alternative aux réacteurs de génération IV dans le cadre d'un scénario à double strate. En effet, si l'utilisation des réacteurs à eau devait être prolongée très

au-delà de 2040 (hypothèse vraisemblable, compte tenu de l'extension de leur durée de vie), les ADS pourraient devenir un outil de transmutation efficace, associé à ces réacteurs.

La Commission observe enfin qu'aucune voie de recherche conséquente ne lui a été présentée sur la possibilité de transmuter certains produits de fission à vie longue dont on sait qu'ils peuvent dans

certaines situations contribuer plus que les actinides au risque à long terme des stockages.

Il est très vraisemblable qu'à l'échéance de 2006 aucun élément majeur concernant l'axe 1-transmutation ne sera disponible pour prendre une décision (par exemple la réalisation d'un démonstrateur d'ADS) autre que celle de poursuivre les recherches.

Chapitre 3

Les recherches sur le stockage en formation géologique profonde - Axe 2 de la loi de 1991

RÉSUMÉ

Malgré les retards qu'a connus le processus de reconnaissance à Bure, on devrait disposer en 2006 de données scientifiques suffisantes pour décider ou non de passer à une étape ultérieure de ce processus, dès lors qu'aura été mené à son terme le programme de recherche défini par l'Andra, que la Commission estime judicieux et pertinent. Les éléments déjà rassemblés mettent en évidence des caractères favorables et l'absence de caractères défavorables rédhibitoires. Ces éléments permettent de dégager la liste des questions essentielles sur lesquelles les futures études doivent porter. Dans ce sens, les résultats des forages de reconnaissance réalisés ou en cours, au niveau du secteur et au niveau du site de Bure, contribuent significativement à la connaissance des formations encaissantes et à la vérification de la continuité et de l'homogénéité horizontale de la couche-hôte.

Les essais conduits par l'Andra dans le laboratoire souterrain du Mont Terri, en Suisse, dans une formation qui présente des analogies avec celle de Bure, apportent des enseignements précieux pour la campagne d'essais *in situ* qui sera conduite d'ici 2006 dans la niche et les rameaux de galeries à Bure. Cette campagne se caractérise par un programme ambitieux, très tendu, qui a fait l'objet d'une préparation scientifique et technique soignée.

La Commission a porté un intérêt particulier à trois questions scientifiques ouvertes : l'existence de surpressions dans le Callovo-Oxfordien pour laquelle des éléments d'explication commencent à se dégager, le comportement géomécanique aux diverses échelles de temps de la vie d'un stockage, dont la compréhension souffre de l'absence d'observations directes au fond et enfin la problématique de la genèse, du devenir et de la migration des gaz dans le stockage et la roche au cours de la vie du stockage.

La modélisation d'un éventuel stockage a fait l'objet de recherches visant à améliorer le niveau d'analyse et de compréhension atteint dans le dossier 2001. Ces recherches ne seront complètement présentées par l'Andra que d'ici fin 2004. Les outils de simulation associés ont connu des améliorations substantielles.

Le CNRS participe de manière très utile aux travaux conduits par l'Andra, avec une orientation plus fondamentale conforme à sa vocation, au travers du GdR FORPRO.

L'Andra poursuit l'étude du granite au moyen d'études génériques sur les massifs français et de participations à des expérimentations réalisées dans des laboratoires souterrains étrangers. Toutefois, faute de site concret d'étude en France, le programme est beaucoup moins avancé que celui relatif aux argilites de Bure.

3.1. PLACE DE L'ÉCHÉANCE 2006 DANS LE PROCESSUS DE RECONNAISSANCE

3.1.1. Chronologie de la reconnaissance

La loi de 1991 envisageait qu'on dispose, en 2006, d'un nombre important d'enseignements résultant de la réalisation et de l'exploitation scientifique de laboratoires profonds. Le programme initial a connu des retards importants et il est légitime de se demander si les informations qui seront effectivement rassemblées, à Bure sur une formation argileuse, et à l'étranger sur le granite, présenteront un volume et une qualité suffisants pour permettre au Parlement au terme de la loi de décider, de manière fondée, s'il faut poursuivre l'effort entrepris et passer à une étape ultérieure plus approfondie du processus de reconnaissance en vue de la mise en œuvre de l'option du stockage géologique.

La reconnaissance d'un site de stockage est progressive. Elle reste longtemps soumise à l'apparition d'observations inattendues. Elle commence par la phase de reconnaissance de surface, le forage de puits dédiés, le creusement et la réalisation d'un laboratoire souterrain, elle se poursuit pendant la phase d'exploitation du stockage et même après sa fermeture lors de la phase de surveillance. Un pronostic favorable repose d'abord sur l'absence, à un moment donné, d'observations présentant un caractère défavorable rédhibitoire.

Une étape initiale consiste à rassembler l'information disponible et à conduire une étude géophysique de surface. La réalisation de forages permet de passer à un stade plus avancé : on peut ainsi préciser la stratigraphie, prélever des échantillons pour analyse au laboratoire, et conduire des essais, notamment hydrogéologiques. Cette phase de la reconnaissance a déjà permis, dans le passé, d'écarter des formations dont les qualités ne paraissaient pas suffisantes pour offrir une probabilité raisonnable de succès. Puis, l'accès à la couche par des puits permet une observation directe, à l'échelle des futurs ouvrages, dans les conditions mécaniques et hydriques qui prévaudront pendant l'exploitation d'un stockage.

L'échéance de 2006 se placera vraisemblablement à la fin de l'étape d'accès à la couche et au tout début de l'étape d'utilisation du laboratoire pour le site de Bure. La loi de 1991 envisageait sans doute que cette utilisation serait plus avancée à cette échéance. Néanmoins, elle n'aurait pu être achevée : l'expérience acquise dans d'autres laboratoires souterrains

montre que la mise au point et la validation des modèles issus des observations expérimentales constituent un processus itératif, qui doit comprendre plusieurs campagnes successives d'essais, et se situe donc dans la longue durée, y incluse la phase d'exploitation d'un éventuel stockage.

Dans le cas du site de Bure, le laboratoire souterrain en cours de réalisation est situé dans une zone géographique et dans une formation géologique envisageables pour un stockage souterrain. En conséquence, les informations qu'on tirera du laboratoire seront directement utilisables pour un projet de stockage, même si les accès à ce dernier sont prévus pour être distincts des accès au laboratoire souterrain, et que les deux ouvrages doivent être séparés. Il n'y aurait donc pas d'obstacle scientifique à ce que soient menées en parallèle après 2006 : d'une part, l'exploitation du laboratoire pour des expérimentations scientifiques, techniques et d'ingénierie minière ; et, d'autre part, la reconnaissance de l'emprise d'un futur stockage par méthodes géophysiques et au moyen du creusement de nouveaux puits permettant la réalisation de galeries de reconnaissance. Les calendriers respectifs de ces deux opérations devraient être soigneusement précisés.

3.1.2. Avis de la Commission

La Commission considère que les travaux menés jusqu'à fin 2005 pourront alors permettre une évaluation correcte du site de Bure, dès lors que des réponses complètes ou au moins substantielles auront été apportées à certaines questions listées au paragraphe 3.2.

Plus particulièrement, la Commission estime que les données qui devraient être acquises portent sur :

- l'homogénéité horizontale de la couche et l'absence dans une zone assez étendue de fractures conductrices,
- l'accès à des échantillons de roche et d'eau directement prélevés *in situ*,
- les premières indications données par les essais de diffusion et de reconnaissance de l'EDZ,
- l'observation du comportement d'une première galerie pendant plusieurs mois.

Les réponses à ces questions constitueront une information strictement nécessaire, mais suffisante pour fournir les conditions d'une décision propre au secteur de Bure à l'échéance de 2006.

3.1.3. Statut du laboratoire de Bure après l'échéance de la loi de 1991

La Commission observe que plusieurs expériences ne prendront tout leur sens que si elles peuvent s'étendre au-delà de 2006. La conception des expériences a inclus cette possibilité ; c'est un choix scientifiquement fondé que la Commission approuve. A cet égard, la Commission souhaite dès aujourd'hui attirer l'attention des autorités sur l'importance de définir prochainement le statut dont jouira le laboratoire souterrain à compter du 1^{er} janvier 2007, date à laquelle disparaît tout fondement aux travaux menés dans le cadre de la loi de 1991, afin d'éviter que des expériences scientifiques en cours, utiles en toute hypothèse, ne soient perdues du seul fait de l'existence d'un vide juridique. La Commission demande que l'Andra lui présente en 2005 les dispositions techniques qui pourraient être mises en œuvre pour assurer la continuité des expérimentations scientifiques, si les autorités publiques en décident ainsi.

3.2 QUESTIONS PRINCIPALES MISES EN ÉVIDENCE PAR LA RECONNAISSANCE

La roche hôte du Callovo-Oxfordien et plus généralement le milieu géologique présentent, au stade actuel de la reconnaissance, des caractères favorables à la réalisation d'un stockage ; notamment sa faible perméabilité, reconnue sur carottes et en sondage, et le gradient modéré du potentiel hydraulique naturel ; l'homogénéité de la formation géologique et l'absence, dans le Callovo-Oxfordien, de fractures secondaires conductrices.

Plusieurs questions restent encore largement ouvertes à ce jour, parmi lesquelles :

1. du point de vue des propriétés naturelles du milieu géologique :

- les propriétés hydrauliques des formations encaissantes, envisagées du point de vue des formes et vitesses d'écoulement à grande échelle ;
- la caractérisation des eaux interstitielles de la formation hôte ;
- les propriétés de transport et de rétention des radionucléides par la roche hôte.

2. du point de vue des perturbations que l'ouvrage pourrait créer :

- l'intensité et l'extension de la zone endommagée à la paroi des ouvrages ;

➤ l'évolution à moyen terme et à long terme des propriétés « structurelles » de la roche (fluage, désaturation, gonflement etc.) et l'effet sur ces propriétés de modifications importantes de la température ;

➤ l'évaluation, aux diverses échelles pertinentes, des perturbations chimiques résultant de l'introduction de produits manufacturés (béton, acier, barrières ouvragées), dont la formation de gaz.

3. du point de vue de la faisabilité de l'ouvrage :

➤ la faisabilité de l'architecture proposée du stockage, et notamment des deux concepts principaux d'alvéoles ;

➤ la faisabilité des scellements d'alvéole, de galerie et de puits ;

➤ l'illustration de la problématique de la réversibilité dans les conditions concrètes de la formation géologique concernée.

La Commission observe que ces questions, à quelques variantes près, sont celles qui ont été identifiées par l'ensemble des acteurs et observateurs de sorte qu'on peut estimer qu'une problématique de l'étude du site de Bure s'est maintenant précisée.

L'Andra a construit un programme de recherches (discuté ci-dessous) qui tient compte des retards. Cependant, les réponses à certaines de ces questions, qui appellent par nature des observations de longue durée ou le montage d'expérimentations de grande ampleur au fond, ne seront que préliminaires en 2006.

3.3. LES TRAVAUX 2002, 2003 ET À VENIR

3.3.1. Le programme scientifique de L'Andra

Ce programme a déjà été exposé dans le rapport n° 9 de la Commission (paragraphe 3.4.5). Il est maintenu et suit l'échéancier révisé proposé en 2002. Les huit forages de secteur prévus ont été réalisés en 2003. Les forages de reconnaissance de la formation (verticaux et déviés) sont en cours de réalisation et le creusement des puits d'accès pour préparer la niche expérimentale puis le laboratoire a permis d'atteindre la couche hôte fin mai 2004.

3.3.2. Bilan des études et travaux Andra 2002

Le Bilan 2002 a été présenté à la Commission le 15 octobre 2003. Il a gardé la structure du Bilan 2001 (rapport n° 9, p. 27) et on y retrouve les mêmes rubriques. C'est un document bien conçu qui permet de comprendre la motivation et les progrès des recherches et de situer ces derniers par rapport aux programmes en cours. Les synoptiques des résultats et des objectifs les visualisent. Les chapitres sont pédagogiques et référencés. En 2002, 35 articles dans des publications de rang A ont été publiés, 10 étaient sous presse et 21 acceptés. La Commission a aussi reçu le recueil des résumés des 14 thèses soutenues en 2001 et financées par l'Andra.

Evidemment beaucoup de résultats que la Commission avait commentés en leur temps et qui sont rapportés dans le Bilan 2002, présenté à l'automne 2003, sont en décalage avec les résultats que l'Andra a présentés à la Commission au fur et à mesure de leur obtention durant la période 2003-2004.

Le Bilan 2002 de l'Andra est donc un bon document récapitulatif du travail de l'Agence durant cette période. Compte tenu de l'accélération des recherches sur le site de Bure, suite à des réorientations dans le programme scientifique, les informations spécifiques au laboratoire ne sont plus à jour, mais l'ensemble des autres résultats, coordonnés dans la perspective d'un éventuel stockage, est démonstratif du cumul des connaissances acquises.

3.3.3. Forages de reconnaissance au niveau du secteur

Huit forages de secteur (« forages scientifiques profonds ») à but de reconnaissance et de caractérisation hydrogéologique dans la formation et les niveaux encaissants, alignés suivant les profils sismiques disponibles, ont été réalisés en 2003 à des distances du Laboratoire allant jusqu'à 25 km. Les enseignements qui en sont tirés portent d'abord sur la géologie du secteur : bonne continuité des formations reconnues ; variations de l'épaisseur des argilites, qui augmente de 100 m au SO à 160 m vers le NE, comme cela avait déjà été observé ; faciès plus argileux de l'Oxfordien calcaire à l'Est, plus carbonaté à l'Ouest ; faciès dolomitique au voisinage de la faille de Poissons ; présence dans le Dogger de joints stylolithiques et de fentes de tension avec remplissages de calcite. Du point de vue structural, aucune structure nouvelle n'a été recoupée par les forages, seuls

des joints et diaclases ont été observés dans les faciès carbonatés. Au voisinage de la faille de Poissons, des diaclases ouvertes dans l'Oxfordien calcaire ont donné un peu d'eau, et ont permis de faire un premier essai de traçage entre deux forages distants de 15 m, donnant ainsi une estimation des propriétés de transport de l'aquifère supérieur de l'Oxfordien calcaire. La Commission avait, dans ses rapports précédents, indiqué l'intérêt qu'il y aurait à mesurer de telles propriétés par des expériences de traçage dans les aquifères encadrant la couche cible. Elle se réjouit de voir qu'un premier essai de ce type a été réalisé par l'Andra, et qu'un second essai soit également programmé. Enfin, des tests de perméabilité en forage, et des mesures piézométriques ont été effectués, permettant de préciser les directions d'écoulement et les perméabilités dans les deux aquifères. Des tests hydrogéochimiques ont également été effectués. Tout ceci contribuera à mieux contraindre la modélisation des écoulements dans les aquifères. Les cartes piézométriques préliminaires présentées à la Commission indiquent une modification très sensible des directions d'écoulement dans le Dogger par rapport aux estimations antérieures (écoulement vers l'Ouest et vers le Sud Ouest).

3.3.4. Forages de reconnaissance au niveau du site de Bure

3.3.4.1. Forages de reconnaissance de la formation

L'Andra conduit actuellement un programme de sept forages scientifiques profonds dans l'emprise du laboratoire de Bure, dont plusieurs forages déviés, pour reconnaître la formation cible et ses aquifères encadrants. Ces travaux avaient été fortement recommandés par la Commission dans ses rapports précédents, pour pouvoir répondre en priorité à deux questions principales : i) apprécier l'homogénéité de la formation hôte et disposer de reconnaissances de l'argilite dans la direction horizontale, ce que ne permettent pas des forages verticaux ; ii) identifier la présence éventuelle de failles ou fractures plus ou moins verticales, dans la couche cible, mais aussi dans le Dogger ou dans l'Oxfordien calcaire. La Commission s'est rendue à Bure le 24 mai 2004 pour en examiner sur place les premiers résultats, après des visites partielles de certains de ses membres en juillet 2003 et en janvier 2004. Il est encore trop tôt pour tirer tous les enseignements de ces travaux, qui ne sont pas achevés, cependant les premières indications recueillies semblent montrer une grande homogénéité de la couche et l'absence de failles, fractures

ou structures conductrices dans le Callovo-Oxfordien, également dans l'Oxfordien calcaire sus-jacent. Il n'a pas été observé de failles dans le Dogger, les quelques éléments structuraux reconnus sont essentiellement des stylolithes, des diaclases et des fentes de tension, tous colmatés par de la calcite. Il est à noter que les forages déviés ont été orientés de façon à recouper les principales directions structurales qui avaient été soupçonnées sur la sismique 3-D, au sein du Dogger. Il faut donc attendre la fin de ces reconnaissances, prévues pour l'automne 2004, avant d'en tirer des conclusions définitives. D'ores et déjà, les résultats obtenus avec le premier puits dévié recoupant le Dogger ne montrent aucun indice de failles ou fractures. Des mesures mécaniques, de perméabilité, d'hydrochimie et de pression sont également programmées. L'Andra prévoit également de réaliser une expérience de diffusion de traceurs au fond de l'un des forages, dans une zone d'une vingtaine de mètres de haut qu'on s'efforcera de carotter ensuite. Cette expérimentation ambitieuse et techniquement difficile devrait apporter des éléments utiles dans le domaine du transfert des solutés.

3.3.4.2. Fonçage des puits d'accès

Les travaux de fonçage des puits d'accès au laboratoire souterrain de Bure, arrêté le 15 mai 2002 à la suite d'un accident, ont repris le 30 avril 2003. Depuis cette date, le chantier progresse à un rythme régulier, conforme aux prévisions, et a atteint la cote de la niche expérimentale dans le puits principal (à - 451 m, soit 31 m sous la cote du toit du Callovo-Oxfordien) fin mai 2004. Le programme prévoit que la niche expérimentale soit ensuite creusée et instrumentée, puis que le creusement du puits principal reprenne au printemps 2005, pour atteindre le fond (- 490 m) à l'automne 2005. Le puits auxiliaire, lui, pourrait atteindre le fond vers la fin de l'année 2004, et les galeries de reconnaissance pourraient être creusées et instrumentées en 2005.

3.3.5. Mont Terri

Dans son rapport n° 8, la Commission avait recommandé que l'Andra renforce sa coopération internationale avec les équipes suisses et d'autres pays qui travaillent sur le laboratoire de recherche du Mont Terri dans le Jura Suisse, afin de pallier en partie le retard de la mise en œuvre de l'expérimentation dans le laboratoire souterrain de Bure. Mont Terri est une installation expérimentale au sein d'une formation argileuse, les « Argiles à Opalinus », dont les propriétés minéralogiques et pétrophysiques sont assez

proches de celles des argilites du Callovo-Oxfordien à Bure. Le laboratoire souterrain, construit à la faveur du creusement d'un tunnel autoroutier, sert de lieu d'expérimentation pour l'étude des formations argileuses depuis 1996. Un nouveau programme de recherche important a été mis en place depuis le 1^{er} juillet 2003, l'Andra y participe de façon très importante, à hauteur de 47 % du budget. La Commission s'est rendue sur place le 12 mai 2004, et a pris connaissance des expériences en cours. Celles-ci sont au nombre de 22, auxquelles s'ajoutent une douzaine d'expériences complémentaires, qui pourraient être lancées ultérieurement. Nous décrivons ci-dessous trois des expériences jugées les plus importantes dans le cadre des travaux menés par l'Andra, qui concernent les expériences d'interruption de la zone endommagée entourant les ouvrages (EDZ), les expériences thermiques, et enfin la géochimie des fluides contenus dans la roche. La diffusion des éléments dans l'argilite ne sera que très brièvement évoquée. L'objectif de l'Andra est d'abord de préparer les expériences à conduire à Bure en 2004-2005, puis aussi de comparer les mesures faites sur échantillon à Bure et à Mont Terri, afin de déterminer comment les modèles de comportement prédictifs établis à partir des mesures sur échantillon ont pu être validés par les essais *in situ* à Mont Terri. Cette connaissance pourrait aider à la recherche de la même validation à Bure.

3.3.5.1. Expérience EZ-A d'interruption de l'EDZ

L'essai EZ-A fait partie de l'expérimentation KEY. Le programme expérimental du Mont Terri, réalisé entre fin 2003 et mi-2004, a notamment pour but de tester les techniques et instruments de mesure qui seront mis en œuvre au cours d'un programme analogue conduit dans une galerie souterraine à Bure en 2005. Ces essais se rattachent au thème de l'interruption de l'EDZ, ou zone à la paroi des galeries qui constitue une faiblesse potentielle du point de vue des écoulements dans un stockage. On envisage, dans un futur stockage, d'interrompre la continuité de cette zone au moyen de saignées, perpendiculaires à l'axe des galeries, et remplies d'argile gonflante imperméable. Les essais conduits à Mont Terri comportent trois parties : la vérification de la faisabilité du creusement des saignées et du remplissage d'une saignée en voûte, la mesure de l'efficacité hydraulique d'une saignée (qui est remplie d'une résine, plutôt que d'argile gonflante, dont la saturation serait trop lente compte tenu du temps disponible), et l'évaluation des effets mécaniques du

gonflement des matériaux introduits dans la saignée (qui sont remplacés au cours de l'essai par un vérin). Les essais ont bénéficié de coopérations avec d'autres organismes (Nagra, BGR) qui ont mis en œuvre diverses techniques mises au point au Mont Terri (sismique réfraction, microsismique, mesure de perméabilité au gaz). Les essais apportent un ensemble important d'enseignements méthodologiques qui doivent être synthétisés en vue de la préparation des essais conduits à Bure.

3.3.5.2. Expérience HED

L'essai HED concerne les couplages thermo-hydro-mécaniques (THM) dans les roches argileuses. Ces couplages influencent le comportement à long terme d'un stockage, notamment au voisinage des colis qui dégagent de la chaleur, mais leur étude et leur mesure sont difficiles compte tenu de la faible perméabilité de la roche et des perturbations potentielles apportées par toute mesure « intrusive » par sondages. L'essai conduit, ambitieux, bénéficie d'une densité importante de moyens de mesure. Une sonde est introduite dans un forage horizontal d'une longueur de 15 mètres environ ; elle comporte à son extrémité deux parties chauffantes indépendantes, qui sont ainsi placées à l'écart des perturbations qui affectent la paroi des galeries. Une niche parallèle à la galerie permet de réaliser des forages de petit diamètre, perpendiculaires à l'axe de la sonde, et dont l'extrémité est proche de la zone chauffée. Au total 24 forages, parallèles ou radiaux par rapport à l'axe de la sonde, permettent la mesure des températures, des déformations, de la perméabilité au gaz ou des pressions hydrauliques. Des techniques nouvelles de mesure de température (capteurs à fibre optique du CEA) sont mises en œuvre. La pression hydraulique, un paramètre difficile à mesurer, est estimée au moyen d'une sonde spécialement conçue pour l'essai. Ce dernier bénéficie aussi de coopérations avec les partenaires du projet Mont Terri, notamment GRS. Les résultats, dont le dépouillement exigera un effort important, apporteront des enseignements indispensables pour la modélisation THM. Un essai moins ambitieux, centré sur la mesure des propriétés de conduction thermique de la roche, sera conduit en 2005 à Bure.

3.3.5.3. Géochimie des fluides contenus dans la roche

Dans les formations peu perméables, le prélèvement des fluides contenus dans la roche est une opération très délicate, si l'on souhaite préserver la composition chimique du fluide, sans perturbations liées au prélè-

vement. De nombreux essais ont déjà été faits sur échantillons de roche, par compression, par déplacement des fluides en injectant un autre fluide, par équilibration diffusive avec un autre fluide de composition connue, par lixiviation, par distillation sous vide, toutes ces méthodes fournissant des résultats différents. De plus, des essais de prélèvements dans des forages ont déjà été réalisés. Ceux-ci ont montré que les fluides prélevés sont modifiés par l'oxydation de la pyrite contenue dans la roche lors du forage du trou, qui change fortement le pH des fluides et l'ensemble des équilibres chimiques. De même, l'introduction de bactéries dans le milieu par les opérations de forage serait susceptible d'engendrer des réactions biogéochimiques au sein du milieu. L'Andra et ses partenaires à Mont Terri testent actuellement une nouvelle méthode de prélèvements des fluides, qui semble prometteuse. La partie du forage destinée au prélèvement de fluides est tout d'abord forée sous atmosphère d'azote, pour éviter toute oxydation. Les outils utilisés sont aussi soigneusement nettoyés (sinon stérilisés) pour éviter ou limiter l'introduction de bactéries. Ensuite, pour mesurer la pression partielle du CO₂ dans les fluides (qui est un paramètre important et très mal connu), une circulation d'argon pur est établie avec la chambre de mesure, pour que les gaz du fluide se mettent par diffusion en équilibre avec l'argon. La composition du gaz circulant est analysée de façon semi-continue dans le circuit de balayage, avec également une possibilité de prélèvements. Les résultats obtenus jusqu'ici mettent en évidence la présence de CO₂, méthane, alcanes et eau dans l'argon de balayage, ce qui devrait permettre à terme d'estimer la teneur à l'équilibre de ces gaz dans le fluide *in situ*. Enfin, une pompe de prélèvement maintenant le fluide à l'abri de tout contact avec l'air est en place, en l'attente d'une production de fluide par le forage, ce qui peut nécessiter plusieurs mois de délais, en fonction de la perméabilité de la roche au droit de la section de forage instrumentée. Cette expérience, unique au monde à ce jour, donne des premiers résultats très intéressants et sera reproduite à Bure en 2005.

3.3.5.4. Expériences de diffusion et d'osmose

Des expériences de diffusion de traceurs à partir de forages *in situ* ont été réalisés à Mont Terri. La Commission en a rendu compte dans ses rapports précédents. Ces expériences se poursuivent sur des durées de plus en plus longues, et seront reproduites à Bure dans la niche et dans la galerie du fond du puits, mais sur des durées initialement plus courtes,

au vu des délais disponibles. Il a été dit plus haut que des expériences inédites de diffusion sont aussi programmées par l'Andra dans des forages à partir de la surface. Il faut noter également des expériences de diffusion osmotique qui ont été conduites en laboratoire puis *in situ* entre 2000 et maintenant à Mont Terri. Leurs résultats sont en cours de publication. La Commission a noté que les phénomènes osmotiques sont proposés par l'Andra comme une des explications possibles des suppressions observées dans le Callovo-Oxfordien à Bure, sans que des mesures de l'efficacité osmotique des argilites de Bure n'aient encore été réalisées ; il apparaîtrait souhaitable que cette question soit étudiée plus en détail afin de pouvoir conclure (voir discussion au paragraphe 3.3.8.1 ci-dessous).

3.3.6. Expérimentations dans la niche

La Commission a été informée des programmes expérimentaux qui seront menés dans la niche et dont les principes lui avaient déjà été exposés l'an dernier. Ils ont été largement commentés dans son rapport n° 9. L'Andra a précisé le programme et le planning des travaux dans la niche lors de l'audition du 21 janvier 2004, et a confirmé que les expériences prioritaires porteront sur les problèmes de la mécanique de l'endommagement de la roche par le creusement des puits et galeries, et sur la mesure *in situ* des propriétés de confinement de l'argile (expérience de diffusion et de rétention en forage, mesures géochimiques par prélèvements de fluides, mesures de perméabilité et de pressions interstitielles). Ce programme expérimental n'appelle pas de nouvelles observations de la part de la Commission. Les travaux à réaliser dans le laboratoire proprement dit comporteront la niche ménagée dans la partie supérieure de la couche et une première galerie creusée à la cote du centre de la couche. Ils apporteront des enseignements dans les domaines de la géochimie, de la diffusion, du comportement à court terme et de la tenue des galeries, de l'extension de la zone endommagée et de la possibilité de l'interrompre et de l'homogénéité horizontale de la couche. Un forage horizontal long devrait être réalisé depuis la galerie. La Commission a favorablement apprécié la conduite systématique de calculs prévisionnels avant chaque expérimentation, qui est une condition indispensable à la qualité scientifique de ces dernières, ainsi que la redondance des moyens de mesure, qui constitue une assurance précieuse. L'Andra a défini, notamment pour le programme d'expérimentation à partir de la niche, une organisation rigoureuse rendue nécessaire par la densité

exceptionnelle des essais à conduire dans un espace et une durée très réduits.

3.3.7. Expérimentations en galerie

La Commission souhaite que lui soient présentés au 2^{ème} semestre 2004 les programmes prévus à la base du puits auxiliaire et dans les galeries qui y seront creusées.

3.3.8. Trois questions scientifiques particulières

Il a paru utile à la Commission de mentionner ci-dessous trois questions scientifiques importantes qui ont fait l'objet de discussions entre la Commission et l'Andra cette année.

3.3.8.1. Diffusion

➤ La présence d'un gradient de salinité, du Dogger vers l'Oxfordien, manifeste peut être un phénomène de diffusion à grande échelle. Il fournit une explication possible des charges hydrauliques inattendues observées dans le Callovo-Oxfordien, qui pourraient être attribuées, selon l'Andra, à des phénomènes osmotiques. En effet, l'activité ionique de l'eau au sein de l'argilite, jouant le rôle de membrane semi-perméable, est plus faible que dans les deux encaissants qui l'encadrent. La pression osmotique s'exerce donc à partir des deux épontes vers le centre de la couche du Callovo-Oxfordien, et le flux convectif en est annulé. Seule la diffusion des sels depuis la couche vers les encaissants est capable de réduire peu à peu ces gradients de salinité, et à terme d'annuler les surpressions. Mais la constante de temps pour annuler par diffusion les gradients de salinité s'exprime en millions d'années, et les surpressions observées peuvent être en place depuis 20 millions d'années, au moment où ont débuté les circulations gravitaires dans les encaissants, qui, en lessivant le sel de ces couches, ont créé les gradients de salinité. Ces gradients de salinité vont s'y maintenir pour une durée équivalente au moins.

Cette explication est plausible, et permettrait d'interpréter les surpressions par un principe physique connu, qui de plus impose l'absence de circulation convective dans l'argilite. Cependant, l'Andra n'a pas encore procédé à la mesure du coefficient d'efficacité osmotique de l'argilite du Callovo-Oxfordien, qui permettrait de confirmer ou infirmer cette explication.

➤ D'autres explications pourraient être envisagées :

- la cause de ces surpressions pourrait être due à des phénomènes mécaniques (compaction différentielle). Cela ferait apparaître un gradient de charge au sein de la couche, et donc éventuellement un faible flux convectif, fonction de la perméabilité de l'argile ;
- le fluage de l'argilite au voisinage d'un forage pourrait engendrer une mise en pression de l'eau contenue dans la chambre de mesure. Il en résulterait un mouvement de l'eau dans l'argilite sous l'effet de l'excès de pression dans la chambre. Dans ce cas, les surpressions observées seraient au contraire un signe d'une certaine circulation convective au sein de l'argilite.

Il semble donc nécessaire de déterminer quelle est la bonne hypothèse pour expliquer les surpressions.

3.3.8.2. Mécanique et géomécanique

➤ La compréhension du fonctionnement mécanique des ouvrages qui seront réalisés dans le Callovo-Oxfordien est l'une des questions les moins avancées, en l'absence d'observations directes en place. Les essais en laboratoire invitent à un pronostic assez optimiste pour la tenue à court terme des ouvrages, mais de tels essais surestiment souvent les propriétés réelles. Ainsi les premières mesures réalisées dans le Kimméridgien, à moins de deux cent mètres de profondeur, qui sont très prometteuses du point de vue méthodologique, ont mis en évidence un endommagement modéré mais plus important que prévu ; il est trop tôt pour attribuer de manière assurée cette observation soit à l'effet des tirs, soit à la surestimation des propriétés par les essais de laboratoire, soit encore à la présence d'interfaces nombreuses entre couches aux propriétés mécaniques contrastées.

➤ L'expérience REP, qui a rassemblé de nombreuses équipes nationales et internationales pour un exercice de prévision du comportement du massif lors du creusement du puits principal dans la formation hôte, permettra une confrontation précieuse des modèles aux observations au cours de l'année 2005.

➤ Le comportement mécanique à plus long terme de la roche du Callovo-Oxfordien (effets du fluage, de la désaturation, de la température, des modifications des pressions interstitielles) est mal connu

pour l'instant. Les données de laboratoire laissent une grande incertitude sur la réalité des phénomènes de fluage. Ces phénomènes pourraient être importants au vu de certains résultats, avec des conséquences significatives pour les ouvrages à diverses échelles de temps. Toutefois on a du mal à concilier ces résultats avec l'existence d'une anisotropie significative des contraintes en place, sur laquelle certains résultats récents conduisent d'ailleurs à revenir quelque peu. Ces phénomènes de long terme peuvent être importants. On a du mal aujourd'hui à préciser la chronologie relative des événements qui affecteront les ouvrages après leur fermeture, par exemple dans le cas des galeries : la resaturation de la zone altérée par les travaux (EDZ), la saturation des noyaux d'argile gonflante, la dégradation du soutènement. L'image d'ensemble est brouillée par les incertitudes subsistant sur la cinétique, ou même l'existence, des effets mécaniques ou hydromécaniques différés, dont le fluage, de sorte que l'évolution des principales variables (pression de l'eau et de la phase gazeuse dans le massif et l'ouvrage, contraintes mécaniques dans le massif, le soutènement, le remblai) n'est pas encore décrite de manière certaine. Ainsi on ne dispose pas encore d'un cadre clair pour analyser, par exemple, le gonflement des argiles des barrières ouvragées, le fonctionnement d'éventuelles clés d'ancrage, ou encore les scénarios d'intrusion dans l'ouvrage.

➤ L'étude de l'EDZ restera partielle, de courte durée, et relative à des conditions de contraintes, de pression de fluide, de température et d'hygro-métrie qui ne seront pas nécessairement les plus pertinentes du point de vue de l'évolution post-fermeture du stockage.

➤ L'absence d'une problématique fermement assurée pour certaines questions se rattachant au comportement géomécanique pourrait faire peser des incertitudes importantes sur les calculs prévisionnels à moyen et long terme qui seront conduits avant 2006, à moins qu'on puisse proposer des majorants crédibles. L'Andra est attentive à ce problème, mais le programme de recherche prévu d'ici 2006 risque de ne lever qu'une partie de ces incertitudes, faute d'un temps suffisant d'expérimentation et d'observation.

3.3.8.3. Problématique Gaz

Les gaz dans le stockage peuvent avoir plusieurs origines : air résiduel laissé entre les colis de déchets ou dans la porosité des matériaux de remblayage et de fermeture, hydrogène produit par corrosion des structures métalliques, gaz de dégradation des colis contenant de la matière dégradable comme le bitume. L'Andra a débuté un programme d'analyse de la production de gaz et de son devenir dans le stockage qui a été présenté à la Commission le 19 mai 2004. De cette présentation, il ressort d'une part, que l'hydrogène produit par corrosion sera de loin le gaz le plus important, et d'autre part que la solubilisation puis la diffusion en phase aqueuse de ce gaz dans la couche-hôte sont insuffisantes pour absorber et éliminer le gaz. Une montée en pression de gaz dans le stockage va donc très certainement se produire, engendrant vraisemblablement un écoulement biphasique eau – gaz dans la couche-hôte. Des expériences et mesures sont programmées par l'Andra pour étudier ces mécanismes. La commission en attend avec intérêt les résultats.

3.4. RECHERCHES EN APPUI DE LA MODÉLISATION D'UN STOCKAGE

L'Andra a présenté au cours de l'audition des 11-12 février 2004 son approche de la modélisation d'un éventuel stockage dans la formation du Callovo-Oxfordien dans la région de Bure. Une analyse critique de cette présentation n'est guère possible sur la base des seules informations transmises. D'ailleurs, les résultats des calculs ne seront disponibles que dans la seconde moitié de 2004.

La Commission note cependant que l'effort de modélisation porte sur l'inventaire et le comportement à long terme des colis de déchets, sur les concepts et l'architecture de stockage, en prenant en compte des scénarios encore inédits. La modélisation a été enrichie par les résultats du programme de recherche 2003 et notamment par les données recueillies sur le site de Bure. Toutefois, celles-ci sont encore incomplètes. Enfin, la réflexion qui a accompagné la modélisation a également permis une amélioration sensible de la description spatiale et temporelle de l'évolution d'un stockage décrite dans la nouvelle version de l'APSS.

La Commission analyse ci-dessous quelques points en rapport avec cette modélisation.

3.4.1. APSS

Pour caractériser les phénomènes qui interviennent dans l'évolution d'un stockage, l'Andra a conduit une analyse phénoménologique des situations de stockage (APSS). La réalisation de l'APSS constitue un effort considérable de recensement, de type analytique, des situations, « normales » ou « altérées », dans lesquelles pourraient se trouver placés les divers composants du stockage.

Les différences les plus marquantes par rapport à la version antérieure de 2001 résident dans la prise en compte de trois scénarios dégradés (incidence d'un forage atteignant le stockage après sa fermeture, défaut de scellement, défaut de conteneurage) et d'un chronogramme d'exploitation conduisant, notamment pour les colis de déchets HAVL, à un cycle d'exploitation du stockage plus court. L'incidence de la génération de gaz est en cours de réévaluation. Ces gaz, ou même l'air emprisonné, pourraient en effet jouer un rôle essentiel dans certains des scénarios envisagés. Un point marquant dans l'approche de l'Andra est la durabilité importante affectée aux conteneurs et au béton des alvéoles. La Commission recommande que tous ces points soient analysés en détail par l'Andra.

Cet effort d'analyse et de recensement, qui a ambition à l'exhaustivité, constituera un élément important du dossier. Il doit être complété par une approche plus synthétique, déjà bien développée dans certains domaines, et qui fera l'objet de l'attention de l'Andra dans les mois qui viennent. Cette approche permettra, non pas de tenter une optimisation, qui serait prématurée dans l'état actuel des connaissances, mais de parvenir à une meilleure compréhension globale du fonctionnement du stockage. Cette compréhension permettra d'identifier les points essentiels pour lesquels on pourra, dans une démarche itérative, améliorer certaines options d'ingénierie et préciser les besoins en terme d'approfondissement des connaissances.

L'analyse du dossier APSS est présentée plus en détail en annexe A de ce chapitre.

3.4.2. Modélisation géologique et hydrogéologique

Le modèle géologique du Callovo-Oxfordien est décrit par l'Andra comme « simple et robuste ». La formation est composée de trois séquences stratigraphiques aux limites bien datées, la séquence centrale

étant la plus argileuse. Les évolutions minéralogiques latérales de la formation callovo-oxfordienne sont peu significatives. Son épaisseur est croissante vers le NE en raison d'un déficit ou d'un hiatus sédimentaire à la base. La présence d'autres hiatus ou d'une fracturation secondaire significative ne constituent pas des hypothèses retenues dans l'état actuel des connaissances.

Le modèle géologique des couches encaissantes (champ plus lointain) confirme l'image d'une architecture d'ensemble sans incertitude notable ; le Dogger est marqué par des faciès très variables, l'Oxfordien carbonaté est très peu perméable à sa base, le Kimméridgien marneux est un horizon semi-perméable avec des caractéristiques très constantes, les calcaires du Barrois présentent des karsts dans l'unité supérieure. L'Andra ne tient pas compte de l'existence de ces calcaires dans les calculs d'impact radiologique à long terme puisque l'analyse géo-prospective laisse prévoir leur disparition dans un futur lointain.

Le modèle hydrogéologique relie un modèle régional à maille assez large (5 km) et un modèle local, de maille plus petite (1/3 de km), qui intègre au fur et à mesure les révisions résultant des données recueillies sur le site et le secteur. Le calage avec les observations hydrogéologiques est qualifié par l'Andra de « raisonnablement bon ». La Commission attend néanmoins la communication de la nouvelle modélisation hydrogéologique qui devrait être réalisée à l'été 2004 pour se prononcer sur ce travail.

3.4.3. Episode de désaturation - resaturation

L'évolution du champ proche des colis est d'abord marquée par l'épisode de désaturation - resaturation. Sa durée est séculaire dans le cas des déchets HAVL en raison de la fermeture précoce des alvéoles et de leur faible volume de vide. Pour des raisons inverses, elle s'étale sur quelques millénaires pour les déchets MAVL. Quelques questions subsistent à propos des épisodes transitoires et des interactions entre les diverses parties du stockage. La génération de gaz et ses conséquences, qui ont été révisées, restent encore à préciser. L'épisode désaturation - resaturation est certes gouverné par le volume des vides laissés mais aussi par les propriétés hydrauliques et hydrogéologiques de la roche hôte, notamment celles de la zone endommagée derrière les parois rocheuses (EDZ). Pour cette zone, les estimations de perméabilité s'ap-

puient encore sur des mesures de laboratoire sur carottes et sur l'analogie avec les observations faites dans le laboratoire souterrain du Mont Terri.

3.4.4. Les termes sources radioactifs

L'analyse des termes sources des radionucléides a progressé avec, du point de vue de l'Andra, une description plus avancée des espèces physico-chimiques qui portent sur la radioactivité, sur la corrosion du métal et sur la lixiviation du verre et du combustible usé (voir annexe B de ce chapitre).

3.4.5. Transport des éléments

Pour la modélisation de l'écoulement et du transport dans le Callovo-Oxfordien, l'Andra prend en compte la diffusion, la thermo-diffusion et la convection.

➤ La comparaison des ordres de grandeur des paramètres qui décrivent la diffusion et l'écoulement convectif montre que, dans les argilites, le rôle de la diffusion est prépondérant, du moins dans le scénario normal. Les paramètres qui décrivent la diffusion ont été étudiés au laboratoire pour plusieurs espèces chimiques, avec une influence assez marquée de la température. L'Andra a retenu des valeurs très conservatives pour les paramètres qui permettent de calculer les distances que pourraient parcourir dans l'argilite les éléments relâchés par les colis de déchets. Avec ces valeurs, les parcours moyens des radionucléides les plus mobiles (iode, chlore, césium) seraient de l'ordre de quelques dizaines de mètres en 100 000 ans (voir annexe C). Il est clair que ces distances et la réduction de concentrations sont d'un intérêt primordial. Ces chiffres restent néanmoins à vérifier en fonction des résultats des expériences de diffusion à réaliser *in situ* et d'une meilleure compréhension des processus de rétention.

➤ L'écoulement convectif n'est significatif, du point de vue du transfert des radionucléides, que si les gradients hydrauliques sont importants et que les scellements sont défaillants (ou encore dans l'hypothèse d'un forage post-fermeture). La voie de transfert par les galeries et puits présente alors une perméabilité élevée.

Ces résultats, pour une situation normale, sont discutés en détail dans l'annexe C. La Commission s'est cependant interrogée sur l'existence possible de mécanismes qui pourraient créer des gradients

hydrauliques importants susceptibles d'engendrer des écoulements convectifs dans des situations altérées (génération de gaz, fluage des galeries). La Commission souhaite être informée au fur et à mesure de l'acquisition de nouveaux résultats dans ce domaine, en particulier lors des essais *in situ*. Ces essais permettront une comparaison avec les paramètres mesurés sur échantillons et ainsi d'aborder les effets d'échelle que la Commission avait déjà soulignés dans son rapport n° 8 (p. 42).

3.4.6. Hypothèses essentielles du calcul

L'Andra conduit ses calculs en considérant le scénario de référence et les trois scénarios altérés ; l'approche est « *best estimate* » là où les connaissances ont sensiblement progressé depuis 2001, conservative ailleurs. Les calculs commencent à l'issue de l'épisode de resaturation, mais pour la configuration topographique et hydrogéologique prévue à 10⁶ ans. Le Callovo-Oxfordien est traité comme un milieu poreux équivalent, à la perméabilité homogène mais anisotrope, siège d'un transport par diffusion isotrope de Fick et effet Soret (thermo-diffusion). La perméabilité de l'EDZ est estimée en supposant un milieu resaturé.

3.4.7. Conduite des calculs

Les calculs associés à la modélisation sont conduits sur la plateforme Alliances (voir annexe D) issue des équipes Andra/CEA/EDF. Ils sont effectués par 10 ingénieurs à plein temps et seront achevés à la fin de 2004. Le tiers des calculs est réalisé par l'Andra et le reste par des sous-traitants, ce qui devrait permettre des échanges d'expérience. L'Andra traitera elle-même le cas d'un radionucléide (I ou Cl) sur toute la chaîne de calculs, ce qui permettra de vérifier, valider et étalonner les modèles. Les sous-traitants traiteront ensuite les autres radionucléides solubles et mobiles.

Les codes sont relativement performants mais certains sont encore en évolution ; ils ne peuvent pas prendre en compte tous les phénomènes dans toute leur complexité. Les simulations présentées dans le rapport 2006 seront donc limitées par la disponibilité de ces moyens de calcul.

Pour une modélisation donnée et si les calculs sont bien conduits la précision sera essentiellement limitée par les incertitudes sur les paramètres géologiques. Cela permet de reporter l'analyse des résultats sur les hypothèses de modélisation et sur

les valeurs numériques des constantes physiques. La simulation pourrait être améliorée ultérieurement par des comparaisons avec de nouvelles mesures expérimentales et des calculs inverses.

Il est prévu d'inclure, dans le dossier 2005, les calculs pour la plupart des modélisations qui n'avaient pas été traitées dans le dossier Argile 2001 comme la géochimie (prise en compte de valeurs de K_d et D_e), le couplage THMC, la désaturation, les analyses de risque et de sensibilité. Le modèle d'altération des verres pour calculer les termes sources du colis CSD-V sera utilisé. Une première modélisation de l'EDZ sera prise en compte dans les calculs de champ proche. Une analyse phénoménologique sera faite pour les défauts de scellement, sans calcul. Le calcul du champ lointain souffrira sans doute de la non prise en compte des galeries et du remplacement des alvéoles par un bloc parallélépipédique plein équivalent.

Les trois scénarios altérés seront analysés. La simulation numérique du dépôt en phase d'exploitation devra être ultérieurement effectuée.

3.4.8. Conclusion sur la modélisation d'un stockage

La modélisation globale d'un site de stockage de déchets nucléaires doit représenter un ensemble de phénomènes successifs ou parallèles dont beaucoup sont multi échelles et certains non linéaires. Pour simuler le transfert des radionucléides sous de nombreuses contraintes, la modélisation globale fait appel à un enchaînement de modèles individuels exprimant ces contraintes. Ces modèles individuels ont été testés indépendamment et souvent ajustés sur des résultats d'expériences dédiées.

Cet enchaînement est une étape qui doit être validée. Il s'agit là d'un problème difficile, ce qui implique des équipes de recherche à compétences multiples, allant de la géologie à la radiobiologie, en passant par le calcul scientifique et l'informatique. Un dialogue est nécessaire entre expérimentateurs et modélisateurs. La validation sera longue, car elle ne pourra être que progressive au vu des résultats d'expériences intégrales. Ces expériences ont commencé et doivent se poursuivre.

La Commission constate que les efforts tant expérimentaux que de développement des outils numériques se mettent en place progressivement. Elle

considère donc qu'ils devront être poursuivis dans la durée, bien au-delà de 2006 et constamment remis à jour au vu des derniers résultats.

Les prévisions doivent porter sur une très longue durée, ce qui assigne au calcul numérique une place centrale pour l'évaluation de la sûreté d'un stockage. Les phénomènes physiques pris en compte, leur formulation mathématique, leur traitement numérique constituent un ensemble d'une très grande complexité.

Les résultats des calculs se présenteront pourtant sous la forme d'un petit nombre de valeurs numériques, complétées de considérations plus qualitatives, qui permettront que l'évaluation repose sur des données relativement simples. Ce contraste appelle une réflexion spécifique pour que demeurent assurées les conditions de la transparence des décisions prises.

3.5. TRAVAUX ASSOCIÉS

3.5.1. GDR FORPRO

Le GdR FORPRO qui associe le CNRS et l'Andra structure et coordonne la réponse de la communauté universitaire au problème du stockage souterrain de déchets HAVL. Il a pour objectif de promouvoir une recherche amont de haut niveau amplifiant l'effort de l'Andra pour étudier le site de Meuse Haute-Marne, comprendre son histoire passée et prévoir son évolution dans les prochains millénaires. Au cours des dernières années, ce GdR a réussi à mobiliser les principales équipes universitaires susceptibles d'apporter une contribution significative aux recherches liées à l'Axe 2 de la Loi de 1991 en mettant en place un programme de recherche attractif au plan fondamental. Celui-ci permet une meilleure compréhension du site de Meuse - Haute Marne et il contribue à renforcer et valider les travaux menés par l'Andra et ses contractants.

Le GdR FORPRO a lancé des actions de recherches pluridisciplinaires et multi équipes en relation directe avec la mise en place du laboratoire souterrain de Meuse - Haute Marne ; il a établi un programme scientifique qui sera développé dans ce laboratoire lorsque son creusement sera mené à bien. Les principales thématiques abordées par FORPRO concernent la reconstitution de l'histoire géologique du site, la détermination de l'état zéro de ce site et l'é-

volution de la région au cours des prochains millénaires en cas de stockage de déchets HAVL.

FORPRO participe aux recherches menées dès le fonçage des puits. Un de ses membres assure un suivi complet de la description des formations géologiques rencontrées au fur et à mesure du fonçage du puits principal. En revanche, en raison du retard pris dans le calendrier du fonçage des puits, le suivi du puits auxiliaire a été considérablement allégé en raison des contraintes de planning avec l'inconvénient cependant de priver d'informations potentiellement précieuses sur l'homogénéité de la couche du Callovo-Oxfordien.

La reconnaissance et la caractérisation de la zone endommagée par le creusement (EDZ) du puits et des galeries constituent un axe prioritaire de recherche en raison de l'impact potentiellement fort de cet endommagement sur la rétention des radionucléides relâchés dans la couche géologique. Les axes retenus par FORPRO comprennent la caractérisation pétrologique et structurale de l'EDZ et son suivi temporel, l'étude mécanique de la fracturation et de la perméabilité à long terme, la caractérisation géophysique en champ proche et l'analyse de la perturbation géochimique. Le programme d'expérimentation a été ajusté pour tenir compte du nouveau calendrier de l'Andra et les activités ont été recentrées sur les nouvelles campagnes de forages et sur un transfert dans la niche des expérimentations prévues initialement en galerie. En complément, des expérimentations en galerie dans le laboratoire souterrain du Mont Terri, dont les argilites ont des caractéristiques très comparables aux argilites du Callovo-Oxfordien, ont été lancées.

La plupart des équipes de FORPRO font un effort significatif pour publier les travaux effectués dans les meilleures revues d'audience internationale. Il serait souhaitable que toutes les équipes participent à cette action qui est indispensable pour montrer à la communauté scientifique internationale l'ampleur et la qualité des travaux effectués par les équipes françaises et leurs associés.

Certaines des recherches effectuées ont un caractère très « amont », ce qui est normal pour une action menée par des équipes universitaires. C'est une source certaine d'enrichissement à long terme de notre connaissance du site. Cependant, il serait profitable à tous que les équipes de FORPRO s'impliquent peut être plus étroitement pour répondre également aux préoccupations directes de l'Andra

et apporter un éclairage et une approche originale aux thèmes de recherche que l'Andra mène à l'aide de ses contractants avec le souci légitime d'une application rapide.

3.5.2. Tournemire

L'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) conduit des recherches afin d'asseoir son expertise en matière de sûreté dans la gestion des déchets radioactifs. En particulier l'IRSN gère la station expérimentale de Tournemire où une équipe de chercheurs et de doctorants de l'Institut développe, en collaboration avec d'autres chercheurs (Universités, grands centres de recherches), des travaux qui ont un lien direct avec ceux dont l'Andra est le pilote (axe 2 de la loi). La station de Tournemire est implantée dans un tunnel ferroviaire creusé il y a cent ans dans une couche d'argilite aux caractéristiques proches de celles de Bure, excepté pour ce qui concerne le contexte géologique, la raideur de la roche, la fracturation et l'état des contraintes dans la roche. L'objectif final des recherches est de comprendre les mécanismes de migration des fluides et des éléments dans le site. Cela passe par la caractérisation géologique, structurale, mécanique, hydrogéologique et géochimique de la couche d'argilite. Trois galeries et une niche expérimentales ont été creusées perpendiculairement au tunnel à partir de celui-ci, ainsi que de nombreux forages suivant plusieurs directions, instrumentés. Depuis quelques années de nombreux résultats ont été obtenus et publiés. La Commission s'est rendue sur le site le 19 juin 2003 à l'invitation de l'IRSN.

3.6. CONCLUSIONS SUR L'AXE 2

Les recherches effectuées jusqu'à maintenant sur l'axe 2 de la loi se sont pour l'essentiel concentrées sur l'évaluation des potentialités du site de Bure pour y construire un laboratoire d'études du stockage réversible de déchets nucléaires à vie longue. Une série de retards ont cependant été accumulés dans la réalisation de cet objectif. Malgré ces retards, l'Andra a d'ores et déjà acquis sur ce site un ensemble d'informations pertinentes, qui permettent de considérer que le secteur de Bure possède des caractéristiques favorables. Plus particulièrement, aucun élément rédhibitoire n'a jusqu'à maintenant été trouvé. La roche hôte potentielle semble en effet être continue et avoir des propriétés relativement constantes dans l'espace, sur une zone étendue ; elle ne semble pas comporter de fractures conductrices qui pourraient laisser s'écouler des fluides, et sa capacité de confinement semble élevée. Dans un scénario de comportement « normal » d'un

éventuel stockage, les temps de transfert des radionucléides les plus mobiles se chiffreront en plusieurs centaines de milliers d'années pour parcourir quelques dizaines de mètres, permettant ainsi à la décroissance radioactive d'éliminer la très grande majorité des radioéléments stockés. Le flux résiduel arrivant en surface devrait alors être très limité, et rapidement dilué dans les écoulements de surface, engendrant ainsi des doses aux populations futures négligeables par rapport à la radioactivité naturelle.

La capacité de confinement du site dans le cas de situations dégradées (défaut de scellement, par exemple, ou forages ultérieurs intrusifs, ou captages d'eau souterraine dans les aquifères encadrant la couche hôte...) doit encore être étudiée, pour évaluer la « robustesse » de ces propriétés favorables. De plus, ces propriétés potentiellement favorables du site demandent encore un certain nombre de validations par reconnaissances approfondies sur le terrain. Celles-ci peuvent se décomposer en deux catégories :

- (i) celles qui doivent être acquises avant 2006 : il s'agit pour l'essentiel du prélèvement de fluides non perturbés au sein de la formation argileuse et d'échantillons de roches pour y réaliser des mesures ; de la conduite de premières expériences *in situ* de diffusion des éléments dans l'argile ; de l'observation pendant quelques mois du comportement mécanique des premières galeries ouvertes dans la formation. L'Andra a bâti un programme de recherche qui, bien que tendu, devrait permettre de recueillir ces renseignements d'ici 2006 ;
- (ii) celles qui devront être acquises après 2006 : par des expériences et des observations de durée plus longues confirmer la validité des premières observations faites avant 2006 ; procéder à la validation de l'hypothèse que les bonnes propriétés aujourd'hui escomptées sur l'emprise du laboratoire souterrain se maintiennent sur l'ensemble de cette zone. Cette validation pourra se faire par campagne géophysique sur un territoire plus vaste, par sondages et surtout par creusement de nouveaux puits d'accès et de galeries d'exploration ceinturant et parcourant l'ensemble de la zone retenue pour un éventuel stockage. La modélisation du comportement du site doit être continûment améliorée par un dialogue entre expérimentateurs et modélisateurs, alimentée par les nouvelles acquisitions de données, afin de

valider et affiner la capacité de prédiction par les modèles du confinement de la radioactivité.

La Commission recommande que le statut du laboratoire souterrain après le 30 décembre 2006 soit rapidement précisé pour ne pas interrompre des expérimentations en cours.

Certains peuvent se demander pourquoi le granite n'a pas reçu une haute priorité dans les choix de la France. Des données sur les laboratoires souterrains

creusés dans les granites ont été recueillies à l'étranger, à la demande du Gouvernement, en Suède et au Canada principalement. Elles seront mises en regard des connaissances générales disponibles sur les granites français. Cependant, en France, les granites (dont la mise en place est beaucoup plus récente que sur les boucliers scandinaves ou canadiens) ont tous été repris dans des phases tectoniques plus tardives, qui les ont fracturés. La probabilité de trouver en France un site assurant un bon confinement est donc plus faible qu'en Scandinavie ou au Canada.

Annexe A au chapitre 3

Analyse du Dossier APSS

Au début de l'année 2004, l'Andra a remis à la Commission un important dossier sur l'Analyse Phénoménologique des Situations de Stockage (APSS), version actualisée, améliorée et complétée de la précédente qui avait servi de support au « Dossier 2001 Argile ». Ce dossier a pour objet d'identifier les phénomènes qui interviennent dans l'évolution d'un stockage jusqu'au million d'années (temps de l'extinction de la majorité de la radioactivité) et dues aux interactions entre milieu géologique, installations de stockage et types de colis de déchets entreposés.

L'analyse a été réalisée en suivant un découpage spatial et temporel, chacune des situations correspondantes présente de façon systématique et qualitative les phénomènes thermiques, hydrauliques, mécaniques, chimiques et radiologiques qui interviennent à la période et dans la partie du stockage considérées, ainsi que les éventuels relâchements de radionucléides et leurs voies de transfert.

L'évolution potentielle de la géosphère a fait l'objet d'un essai de prospective sur le million d'années à venir. Les situations ont été analysées suivant deux périodes de l'évolution normale du stockage : pendant son exploitation et après sa fermeture (fermeture des alvéoles, bouchage de l'accès des puits, fermetures des galeries, remblayage...).

Trois cas d'événements altérés sont envisagés en complément de l'analyse « normale » (ils ne l'étaient pas dans la version 2001) : le cas d'un défaut de scellement (soit par construction, soit par évolution différente des prévisions), l'impact du creusement d'un forage exploratoire si l'existence du stockage est oubliée, la prise en compte d'un éventuel défaut de conteneurage (du surconteneur en acier des colis de déchets vitrifiés ou des conteneurs des assemblages de combustibles usés).

L'APSS est basée sur les options initiales de conception de stockage encore incertaines aujourd'hui et elle repose sur des évaluations préliminaires de l'évolution des différents compartiments du stockage. Les incertitudes inhérentes à l'état des connaissances, modélisations, expérimentations actuelles sont clairement indiquées. C'est un document de travail considérable mais qui sera largement consolidé, complété et probablement amendé lorsque des résultats concrets et des données réelles seront apportés par les analyses et expérimentations qui seront faites dans le laboratoire à venir.

Le critère de température retenu est une température maximale de 100° C à la paroi externe du conteneur pour les colis de déchets C et les CU.

Les différents types de colis de déchets sont stockés dans des zones distinctes entre elles mais sur un même niveau, et avec des espaces entre zones de l'ordre de 250 m ; les interactions thermiques entre zones sont alors souvent considérées comme négligeables.

Processus de stockage retenu

Le phasage des opérations est basé sur l'hypothèse d'une succession simple et progressive des opérations avec continuité et rythme régulier.

Pour la phase d'exploitation, le découpage temporel est basé sur la succession des étapes nécessaires au dépôt des colis avec une durée de l'ordre de la centaine d'années (il est néanmoins décrit des situations où des étapes restaient en attente - sur un maximum de 1000 ans - et leurs conséquences) : Il s'ensuit que :

- o le creusement, l'aménagement et la ventilation des cavités provoquent des modifications mécaniques, hydriques et chimiques des argilites,
- o la mise en place des colis de déchets modifie l'état thermique et radiologique,
- o le scellement des ouvrages provoque le début de la resaturation et l'installation d'un état chimique transitoire.

Ces phénomènes interagissent les uns avec les autres, les phénomènes hydriques ont ainsi une incidence sur les processus chimiques (corrosion des métaux, dégradation des ciments) et eux-mêmes influent sur les processus mécaniques (tenue des différents composants).

L'ensemble de ces phénomènes n'aurait cependant que des implications très limitées pendant cette phase d'exploitation : très peu de corrosion, dégradation très limitée des bétons, quasi-stabilité mécanique des ouvrages, pas de transfert de radionucléides hors des alvéoles puisque l'eau à l'état liquide ne doit pas pénétrer dans les cavités en phase de ventilation.

Pour la phase post-fermeture, l'évolution du stockage prise en compte ne dépend que de sa propre phénoménologie. L'hypothèse est faite que le contexte géologique et géodynamique reste le même, et suivant une séquence type (du plus « immédiat » au plus lointain) :

- une phase thermique de quelques centaines d'années pour les colis de déchets C, à quelques milliers d'années pour certains colis de CU),
- une phase de resaturation des ouvrages excavés qui provoque des échanges thermiques de matière notamment

entre les alvéoles et les encaissements géologiques. Elle est plus rapide pour les colis de déchets C dans des tunnels courts, de faible diamètre et fermés précocement que pour les colis de déchets B dans des grands tunnels),

- une phase de dégradation des soutènements et revêtements des ouvrages,
- une mise en charge mécanique générale des ouvrages par le milieu géologique (la durée de recharge mécanique du stockage par le milieu géologique est considérée comme totalement indéterminée au stade actuel des connaissances),
- des échanges de matière entre zones de stockage et encaissement géologique (au niveau des radionucléides les plus mobiles comme l'iode, le chlore et le césium).

Principales affirmations de l'Andra

- La « durée de vie » des conteneurs métalliques serait importante (quelques milliers d'années),
- la durabilité chimique des bétons pourrait atteindre plusieurs dizaines de milliers d'années,
- l'EDZ autour des installations du stockage aurait une extension limitée (de l'ordre de quelques mètres) et les fractures éventuelles créées ensuite en cours de stockage seraient rapidement fermées en raison du fluage,
- la perturbation alcaline serait limitée dans le Callovo-oxfordien autour des ouvrages cimentaires,
- il est affirmé que, compte tenu des concentrations et masses des éléments en solution en cause, la présence de radionucléides en trace dispersés après relâchement n'influence pas fondamentalement l'évolution phénoménologique du stockage et son environnement (la modélisation du transport des radionucléides n'a pas été réalisée pour des températures supérieures à 80°C en raison de la limitation à cette température des connaissances actuelles de leur comportement chimique),
- la phase d'exploitation serait une phase relativement stable sans influences significatives des phénomènes THMC,
- la phase de resaturation serait achevée après quelques milliers d'années. L'Andra prend la fin de cette phase comme instant initial pour les calculs de sûreté,
- au niveau géologique, à court terme, les effets de l'érosion naturelle sur les formations de surface sont examinés, mais ils n'entraîneraient aucune modification significative au sein des installations du stockage en profondeur. A long terme, les changements climatiques (succession d'épisodes glaciaires et tempérés) ne modifieraient pas non plus les écoulements hydrogéologiques de façon importante et auraient donc peu d'influence sur le site du stockage, celui-ci étant à plus de 500 m de profondeur et la profondeur prévue du pergélisol ne dépassant pas 300 m.

L'APSS laisse entendre que sur une durée de 10 000 ans au moins, le stockage ne subirait aucun phénomène majeur et

aucune perturbation susceptible d'avoir des conséquences en surface.

Un travail important reste à terminer sur la production, le devenir et l'impact des gaz qui seront dégagés au cours du temps dans le stockage, ainsi que sur la quantification des évolutions mécaniques des ouvrages : ces phénomènes et leurs implications devront être intégrés dans l'APSS. L'analyse du Dossier 2001 Argile réalisée par l'OCDE à la demande du Gouvernement avait déjà attiré l'attention sur ce premier point, comme l'avait fait la Commission.

Compte tenu des données et connaissances actuelles, beaucoup de points évoqués dans l'APSS restent souvent analysés de façon conceptuelle ou qualitative ; un travail quantitatif et d'évaluation précise devra être réalisé prenant en compte la hiérarchisation des phénomènes, leurs interactions et leurs importances respectives, probablement lorsque le laboratoire souterrain sera opérationnel.

Analyse des trois événements altérés pouvant altérer le stockage

1. Creusement d'un forage exploratoire au droit du stockage

Sur le plan des hypothèses de départ, il est prévu que le forage soit de petit diamètre, que les excavations soient dans l'axe de la contrainte majeure, que l'ancrage des scellements soit maîtrisé et que le forage n'ait lieu qu'après la fermeture, en période de resaturation totale avancée ou terminée (cas des colis de déchets B), avec dans tous les cas, une resaturation des alvéoles des colis de déchets C et de CU achevée.

Les impacts potentiels des phénomènes thermiques, mécaniques et chimiques seraient négligeables à faibles seuls une légère accélération de la dégradation des bétons, un léger impact chimique sur les ciments et une légère augmentation de la cinétique de dissolution des verres sont envisagés.

Par contre les phénomènes hydrauliques et radiologiques pourraient être influencés ; deux cas seulement sont susceptibles d'avoir un impact radiologique : si le forage a lieu avant la fin de la resaturation et intercepte une zone avec dégagement exothermique, des mouvements de convection thermique peuvent se mettre en place dans le forage et faire remonter vers les aquifères ou en surface via le forage une eau chaude et chargée en radionucléides mobiles gazeux. Si le forage est réalisé après resaturation mais que le gradient naturel d'écoulement est ascendant, alors les flux seront dirigés du stockage vers le forage et les radionucléides relâchés : si l'aquifère de surface est le plus transmissif, ils migreront rapidement vers la surface ; si un aquifère intermédiaire est plus transmissif, ils migreront dans cette formation et s'écouleront vers les exutoires sans remonter vers la surface par diffusion dans le forage.

Il serait souhaitable de montrer soigneusement qu'on peut écarter des scénarios plus sévères liés à la présence dans l'ouvrage d'une phase gazeuse sous pression ou d'une phase

liquide saturée en gaz. L'éventualité que deux forages soient réalisés et atteignent le stockage, en des points distincts, serait également intéressante à étudier, notamment pour examiner les impacts des circulations convectives au sein du stockage que les deux puits pourraient entraîner.

2. Défaut de conteneurage (période considérée : 200 à 10 000 ans)

Seul le cas d'un défaut de type trou ou microfissures millimétriques dans un surconteneur métallique de colis de déchets vitrifiés ou un conteneur acier de combustibles usés est envisagé.

Le choix des aciers non ou faiblement alliés pour les conteneurs amène l'Andra à considérer que les mécanismes et les cinétiques de corrosion de ces aciers sont peu sensibles à la composition des eaux de l'environnement et le dimensionnement prévu (notamment leur épaisseur) devrait apporter aux conteneurs une tenue mécanique très importante. Pour l'Andra, un défaut de conteneurage doit être associé à un défaut de chemisage pour avoir un impact éventuel.

L'analyse faite de ce cas d'altération est uniquement conceptuelle et qualitative, très peu de données concrètes et quantitatives sont apportées par l'analyse.

Le seul cas envisagé où le défaut de conteneurage pourrait avoir un impact sur le relâchement (gazeux) de radionucléides est le cas où les combustibles usés ne sont pas préconditionnés dans des étuis internes en acier inoxydable. Il est même suggéré qu'une arrivée d'eau à l'intérieur du colis (inférieure à 10^{-3} l/an pour un défaut millimétrique) puisse être immédiatement consommée par la corrosion au sein du défaut entraînant ainsi une auto-cicatrisation du défaut par des produits de corrosion expansifs.

Ce travail est intéressant mais néanmoins insuffisant, des travaux quantitatifs et des modélisations devraient être réalisés et le couplage avec le transfert des gaz et notamment de l'hydrogène pris en considération.

3. Défauts de scellements

Les défaillances de scellements peuvent impliquer les scellements de puits, de galeries, de zone et de modules, et les bouchons d'alvéoles. Les défauts éventuels ne sont pas considérés pendant la phase d'exploitation. L'Andra prend comme hypothèses de base que 1) les scellements et bouchons sont implantés sur l'axe de contrainte majeure, 2) l'ancrage des scellements est maîtrisé, 3) le gradient naturel est ascendant du Dogger vers l'Oxfordien et 4) les écoulements sont dirigés des alvéoles vers le puits.

En l'absence de résultats analytiques sur l'impact des gaz produits pendant le stockage, il est néanmoins considéré comme possible que les gaz de corrosion des matériaux métalliques génèrent des contraintes mécaniques qui amènent des défaillances des bouchons d'alvéoles et éventuellement des défaillances des scellements des modules et de la zone de stockage des combustibles usés.

Un défaut de scellements n'aurait pas d'implication sur l'évolution thermique ou chimique du stockage (aucune estimation sur les cinétiques chimiques n'est disponible).

Si la défaillance concerne l'abandon du stockage avant rebouchage complet des galeries et accès, des modifications mécaniques importantes comme l'effondrement des galeries non remblayées peuvent avoir lieu.

Les phénomènes hydrauliques et le transport des éléments dissous en cas de défauts de scellements ne seraient pas franchement modifiés mais une redistribution des débits apportés par les encaissements est possible si **tous** les scellements sont défaillants avec l'apparition d'une composante convective significative le long des galeries jusqu'au puits ; il faudrait également pour cela que la perméabilité des argilites soit plus importante que la valeur retenue à ce jour ; dans le cas extrême et très improbable décrit ci-dessus, le débit au puits pourrait atteindre plusieurs m^3/an .

Il n'y a pas d'élément quantitatif ni de compréhension qualitative du transport des gaz à ce jour, il est donc simplement supposé que la défaillance des scellements aurait tendance à améliorer le transport des gaz dans le stockage avec comme conséquence, une baisse de la pression maximale au sein du système.

Annexe B au chapitre 3

Termes sources : modèles opérationnels retenus par l'Andra (MOP)

Les modèles opérationnels (MOP) servent à l'Andra pour définir les termes sources des colis qui sont souvent exprimés en taux de relâchement d'activité (ou de radionucléides) par année, à une époque du futur. A partir de ces données elle effectue des calculs d'impacts radiologiques. Un premier exercice de ce type a conduit aux résultats exposés dans le Dossier 2001 Argile. L'Andra conduit actuellement des calculs pour son Dossier 2005 Argile sur la base des MOP discutés dans ce chapitre. On en reprend ici les points importants et on indique les paramètres retenus par l'Andra pour conduire les calculs des différents colis primaires, et quelques fois de stockage. Les MOP 2005 se distinguent de ceux retenus en 2001, car d'une part ils concernent l'ensemble des colis types du MID (B1 à B8, C0 à C4, CU1 et CU2) et s'appuient sur des dossiers de connaissances plus complets et d'autre part ils introduisent, lorsque cela est possible, des valeurs de paramètres dits « *best estimate* ».

Les colis de déchets MAVL (B)

Des performances de confinement ne sont allouées qu'aux colis de stockage étanches aux gaz (colis dits « non respirants »). Les radionucléides au sein des matériaux métalliques (alliage de zirconium ; inconel, acier) sont libérés au rythme de la vitesse de corrosion du métal évaluée dans les conditions de corrosion attendues en stockage pour les colis de déchets MAVL (température de 50 °C, milieu réducteur, présence d'ions chlorure, pH supérieur à 7). Aucun rôle de confinement n'est attribué à l'oxyde de surface, ce qui est conservatif. Sur ces bases, l'Andra calcule les taux de relâchement des radionucléides mobiles pour les colis B1, B3 à B6 dès qu'ils sont au contact avec l'eau.

Pour les colis bitume (B2), l'Andra considère pour ses calculs trois modèles de relâchement des radionucléides, plus ou moins pénalisants :

- le premier considère la reprise d'eau par l'enrobé, la solubilisation des sels et la migration des radionucléides au sein de la zone perméable du bitume avec un coefficient de diffusion constant selon une cinétique en racine carrée du temps. C'est le plus réaliste. Il s'applique aux colis dont la teneur en sels solubles est comprise entre 4 % et 22 % (en masse). Les risques de fissuration ne sont pas pris en compte. Il est en fait peu utilisé,

- le second diffère du précédent par le fait qu'il suppose que les radionucléides possèdent un coefficient de diffusion infini dans la zone perméable. C'est donc la diffusion de l'eau qui contrôle le relâchement. Ce modèle est conservatif. Il couvre des teneurs en sels solubles comprises entre 2 % et 22 %. Il prend en compte une éventuelle fissuration progressive du bitume. C'est le modèle retenu pour les calculs associés au scénario de référence pour tous les colis,

- le troisième ne prend pas en compte l'existence du bitume et considère que les radionucléides sont libérés dès que les sels solubles sont dissous. Le terme source est lié à la capacité du milieu à fournir suffisamment d'eau pour solubiliser les sels. Ce modèle est utilisé pour les études de sensibilité. Il est applicable à tous les colis.

Sur ces bases, l'Andra calcule les taux de relâchement des radionucléides pour les colis B2 dès qu'ils sont au contact de l'eau.

Les colis de déchets vitrifiés

Le relâchement des radionucléides hors des colis primaires de déchets vitrifiés est décrit par deux MOP :

- le MOP « $V_0.S$ » considère une vitesse constante de dissolution du verre égale à la vitesse initiale d'altération (pour une température et un pH donnés dans les limites 25 à 100 °C et 7 à 10). Les paramètres du modèle peuvent varier d'une famille de colis à l'autre. Deux taux de fracturation du verre « *best estimate* » et « conservatif » sont utilisés pour corriger la surface géométrique des blocs de verre. Ce MOP est appliqué à la quasi-totalité des colis pour avoir des limites inférieures de durabilité. Il est retenu pour les colis C0 dans le scénario de référence :

- le MOP « $V(t)$ » au sens défini dans ce rapport. Ce modèle n'est applicable en l'état actuel des connaissances qu'aux colis C1, C2, C3 et C4. Tant que les produits de corrosion au voisinage du verre ne sont pas saturés en silice, le modèle n'est pas applicable et le modèle « $V_0.S$ » est utilisé. En condition de stockage, la durée du régime en $V(t)$ est très faible et de ce fait, le modèle se réduit à un modèle « $V_0.S-V_r.S$ » qui comprend deux phases : une phase de dissolution suivant le modèle « $V_0.S$ », tant que les produits de corrosion ne sont pas saturés en silice, et une phase de dissolution suivant le modèle « $V_r.S$ » après saturation des produits de corrosion. Le taux de fracturation en régime $V_r.S$ est « *best estimate* ». Les trois paramètres D_g , C^* et α du MOP (voir rapport n° 9) sont choisis pour les mêmes plages de température et de pH que ci-dessus.

La durée de la phase en « $V_0.S$ » est calculée en supposant que tout le métal environnant au verre (conteneur, surconteneur et tube guide pour le dépôt) est transformé en magnétite, que seule la silice provenant du verre (et non celle de l'eau de site) est sorbée sur la magnétite et que tous les sites de sorption sont accessibles. Ainsi, environ 2 % de verre est altéré durant la première phase.

Sur ces bases, l'Andra calcule par exemple une durée de vie de 300 000 ans pour un bloc de verre R7T7 des colis C1 à C4 et des taux de relâchement à différentes époques.

Les colis de combustibles usés

Pour les gaines et les éléments de structure, le relâchement des radionucléides provient de la vitesse de corrosion du métal lorsqu'il entre en contact avec l'eau (température de 50 à 90 °C et pH 7). Aucun rôle de confinement n'est attribué à l'oxyde de zirconium. Pour les crayons, les radionucléides présents dans le gap sont considérés comme labiles. Concernant la matrice, les radionucléides présents dans les joints de grains, le rim et les amas de plutonium sont considérés comme labiles. Une autre fraction labile est due à la diffusion athermique. La rupture du conteneur de stockage est fixée à 10 000 ans. Les radionucléides sont ensuite relâchés par dissolution radiolytique de l'oxyde d'uranium.

Sur ces bases, l'Andra calcule les différents pourcentages d'activités labiles relâchées pour les principaux produits de fission. Ils varient selon les colis. C'est surtout pour les MOX qu'ils sont importants pouvant aller jusqu'à 40 % (avec des paramètres « *best estimate* ») ou 60 % (avec des paramètres conservatifs). La diffusion athermique des

radionucléides a une contribution de l'ordre de 5 % à 10 000 ans, puis le taux de relâchement de l'activité se stabilise à quelque 10^{-7} /an. Enfin la dissolution oxydante par radiolyse alpha de la matrice à 10 000 ans est de l'ordre de 10^{-1} à 10^{-2} mg/m².j et décroît ensuite.

Comme ce modèle présente encore quelques incertitudes concernant l'évolution à long terme de la surface des pastilles et l'influence de l'hydrogène, un modèle alternatif reposant sur une dissolution de l'oxyde en milieu réducteur est également utilisé.

Conclusion

Les termes sources estimés pour chaque colis par l'Andra sont très conservatifs. L'utilisation des MOP est faite dans chaque cas d'une façon très simplifiée. Les valeurs des paramètres importants de ces modèles, utilisées par l'Andra, sont fondés sur de nombreuses expériences ce qui permet d'avoir des valeurs moyennes de termes sources correctes dans le cadre des hypothèses choisies.

Annexe C au chapitre 3

Chimie et géochimie des argilites

La composition de l'eau des argilites a une influence sur la spéciation des éléments et par conséquent sur la migration des espèces (diffusion, rétention, exclusion anionique, etc.). Elle en a aussi sur l'évolution des matériaux à son contact (métaux, ciment, bentonite, verre). Cela dit, quand on parle de l'eau des argilites, on fait référence à l'eau libre mobilisable par convection dans les pores (eau porale), en excluant l'eau plus ou moins liée dans les espaces inter-foliaires et en surface des minéraux argileux. Les proportions sont variables dans de larges limites plus ou moins bien connues. C'est dans l'eau libre et l'eau liée que les éléments sont transportés ou migrent, par divers mécanismes qu'il convient de bien connaître. C'est ce à quoi s'emploie l'Andra.

L'argilite de Bure est un matériau complexe composé de minéraux argileux (illite, smectite) et d'autres minéraux inorganiques plus simples. Elle a une porosité totale moyenne (entre 420 et 505 mètres de profondeur) évaluée à $18 \pm 4 \%$ et on considère que l'eau libre est dans une porosité accessible moitié (9%). Sa force ionique est en moyenne de 0,1 M. La majorité des pores à un diamètre d'entrée de 2 à 50 nanomètres.

Composition des eaux de pores

La composition chimique des eaux porales des argilites de Bure, dans différents faciès, ne peut pas être connue par des mesures *in situ* et tout prélèvement direct ou sur carotte, fût-il facile et significatif, ne donne qu'une composition perturbée. Seules quelques valeurs sont mesurables sans ambiguïté : le volume d'eau par kg de roche, la teneur en chlorures et la concentration en « acide carbonique » mesuré par la quantité de dioxyde de carbone en équilibre avec les carbonates de l'argilite, comme le montrent les mesures du rapport isotopique du carbone dans les deux phases. Cette quantité est connue par extraction du gaz d'une carotte. On peut identifier les minéraux de l'argilite (calcite, dolomite, quartz, pyrite, chlorite-fer, illite, célestine et smectite) et les cations majeurs (Na^+ , K^+ , Ca^{2+} , Mg^{2+} , Sr^{2+}) échangeables de la fraction argileuse de l'argilite ainsi que leur participation à la capacité d'échange cationique de la roche ($\text{Ca}^{2+} > \text{Mg}^{2+} > \text{Na}^+ > \text{K}^+ > \text{Sr}^{2+}$). A partir de ces données, l'Andra et le BRGM travaillent depuis quelques années sur la prédiction de la composition des eaux porales en supposant l'existence d'équilibres thermodynamiques entre les minéraux de l'argilite et les cations majeurs sorbés. Cette méthode a été testée sur le site de Mont Terri (voir rapport n° 9, p. 43). Elle a été appliquée aux données de quatre échantillons d'argilite de Bure. Selon les hypothèses prises sur le volume d'eau libre et la présence ou non de certaines phases minérales, on peut estimer, par exemple, les domaines les plus probables des valeurs de pH, de Eh et de teneur en silice, paramètres importants pour prédire la tenue des matériaux au contact de l'argilite. Les modèles sont cohérents avec différentes mesures

partielles *in situ* et sur carotte. Cette modélisation qui tient compte des dernières avancées et données de la chimie des solutions est encore dans une phase de recherche.

Transport des éléments

Le transport des éléments dans une solution est dû à l'existence de gradients de pression (convection), de potentiel électrique (électrophorèse), de température (thermo-diffusion) et de concentration de l'élément ou plutôt de son activité chimique (diffusion et phénomènes osmotiques). Tous ces phénomènes sont caractérisés par des paramètres cinétiques. Ils peuvent avoir lieu *a priori* dans l'eau des argilites en présence de colis de déchets et l'Andra a examiné lesquels sont importants. Dans les milieux poreux les phénomènes sont complexes et les paramètres cinétiques précédents ont des valeurs apparentes.

Dans le cas de la diffusion on mesure généralement, sur échantillon, le coefficient de diffusion effectif d'un élément (ou d'une espèce), D_e et un paramètre a donnant accès à la porosité accessible ω_{acc} , ($a = \omega_{acc} + \rho Kd$, avec ρ masse volumique de l'échantillon et Kd coefficient de partage de l'élément). S'il n'y a pas de rétention ($Kd = 0$, cas de l'eau et du chlore par exemple, $a = \omega_{acc}$).

On connaît à température ambiante des valeurs de D_e de l'eau, du chlore (Cl^-), de l'iode (I^-) et des alcalins (Li^+ , Na^+ , K^+ , Rb^+ et Cs^+) dans quelques faciès de l'argilite de Bure et elles sont dans l'ordre suivant : $D_e(\text{alcalins}) > D_e(\text{H}_2\text{O}) > D_e(\text{Cl}) > D_e(\text{I})$. On a aussi des indications sur les valeurs de ω_{acc} proches de la porosité totale pour l'eau et du quart de cette porosité pour les anions. Pour les anions, elle est par ailleurs sensible à la force ionique qui conditionne l'exclusion anionique. Pour les cations, ω_{acc} dépend de la rétention et pour Cs et Rb de la concentration en élément. L'Andra dispose aussi de mesures de D_e en fonction de la température. Tous ces résultats sont importants mais encore peu précis et partiels et c'est pourquoi des expériences complémentaires sont en cours. Il est nécessaire voire primordial de comprendre pourquoi les cations diffusent plus rapidement que l'eau alors que c'est l'inverse pour les anions. Les explications actuelles ont besoin d'être confirmées et approfondies. À cet égard, les expériences de laboratoire sur la bentonite ou d'autres minéraux argileux dont les structures sont très bien connues éclairent les expériences directes sur l'argilite. Elles sont nombreuses.

Une récente synthèse faite en Suisse des connaissances portant sur les propriétés de la bentonite sèche (MX80) et à différents degrés de resaturation sous contrainte et sur la diffusion de l'eau, des cations alcalins et du chlore a conduit à préciser la nature de l'eau et à postuler des mécanismes de migration (*Diffusion concept for compacted bentonite*, Brad-

bury, M. H., Baeyens, B., PSI TM-44-03-05, Dec. 2003). Le volume d'eau libre est beaucoup plus faible que celui de l'eau liée dans les espaces inter-foliaires des empilements des feuillets de la montmorillonite ou de l'eau liée à la surface des empilements (film d'eau liée entre les empilements). Il serait de 1/10 à 1/100 du volume de la porosité sèche (l'eau prise par la resaturation va essentiellement dans les espaces inter-foliaires). Toutefois la composition de cette eau libre porale (force ionique, pH, Eh, composition en anions) contrôle la spéciation des éléments traces diffusant et à ce titre elle est importante. L'eau diffuserait dans les pores, dans les espaces inter-foliaires et dans le film d'eau autour des empilements. Les cations simples seraient transportés dans les espaces inter-foliaires par un phénomène contrôlé non par un gradient de concentration, comme dans la diffusion, mais par un phénomène de sorption sur les parois des feuillets. Pour entrer dans cet espace, un cation s'échange avec un ion Na^+ ou Ca^{2+} constitutifs de la montmorillonite, puis ensuite, par une succession d'échanges sorption - désorption, il migre. Il ne serait vraiment retenu que sur les sites de sorption extra foliaires au passage d'un feuillet à un autre. L'existence de ces sites de sorption est liée au pH. Au total les cations iraient plus vite que l'eau. Les anions comme les ions chlorure ne peuvent entrer dans les espaces inter-foliaires, ni dans le film d'eau, en raison de l'exclusion anionique, car au total la surface des feuillets et des empilements est chargée négativement. Ils diffuseraient alors dans l'eau porale dont le volume est très faible et la tortuosité importante et ainsi iraient moins vite que l'eau et les cations. Dans les pores, l'exclusion anionique joue aussi mais elle dépend de la force ionique de l'eau libre. Evidemment tous les éléments peuvent diffuser dans l'eau porale, mais ce serait un phénomène de deuxième ordre. Dans l'eau liée, la constante diélectrique est inférieure à celle de l'eau libre, des associations telles que CaCl^+ pourraient alors migrer comme des cations simples.

L'argilite de Bure est plus complexe que la bentonite resaturée sous pression, mais on retrouve dans les deux cas les mêmes phénomènes qualitatifs. Seuls les aspects quantitatifs sont différents, comme la porosité. Il reste des questions essentielles en suspens, la plus cruciale étant la compatibilité de la neutralité électrique du milieu avec le fait que les anions et cations migrent différemment.

Dans un souci de simplification conservatif, l'Andra a choisi des valeurs de D_e et ω_{acc} pour l'eau et les anions. Pour les cations, elle a choisi des valeurs de D_e et elle prend en compte leur rétention sous une forme simple pour Li, Na et K (valeurs de K_d) et plus compliquée pour Cs et Rb avec ω_{acc} égal à la porosité totale. Ces valeurs sont étendues à tous les cations. Enfin il n'est pas tenu compte de l'anisotropie des couches d'argilites ni de possibles effets dus à l'altération de l'argilite (EDZ) car les mesures de laboratoire portent sur des échantillons perturbés malgré les précautions de prélèvement. L'effet de fractures est à l'étude. La prévision de la migration des éléments mobiles dans l'argilite par diffusion repose sur des calculs complexes et à cet égard l'Andra avance des valeurs pour la distance parcourue en 100 000 ans de l'ordre de quelques dizaines de mètres. Elles sont compatibles avec ce que l'on peut déduire simplement pour une diffusion idéale (voir appendice). Ainsi pour les cations ayant

une valeur de D_e de $2,5 \cdot 10^{-10} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$ (valeur retenue par l'Andra) la distance moyenne en 100 000 ans serait de 30 m. En fait ils seront retardés par sorption. Pour les anions qui vont moins vite (avec un D_e de l'ordre de $5 \cdot 10^{-12} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$, elle serait de 4,5 m).

La convection dans les argilites qui pourrait être due à la surpression dans le Callovo-Oxfordien par rapport aux encaissants peut, selon l'Andra être écartée.

Mis à part le problème des surpressions, la migration dans l'argile par convection sous l'effet de gradients de pression qui s'exerceraient entre les deux encaissants au travers de l'argile est prise en compte dans les calculs par l'Andra, en admettant un gradient linéaire constant dans l'argile. L'Andra fait l'hypothèse que la loi de Darcy s'applique sans seuil dans l'argilite, ce qui est une hypothèse pénalisante, que par exemple les études de la Nagra remettent en cause (discussion en cours). Cependant les très faibles perméabilités mesurées tant *in situ* que sur échantillon dans l'argilite font que la vitesse convective dans l'argile saine est très faible. L'Andra la prend en compte dans les calculs, mais son effet est négligeable devant celui de la diffusion. Dans l'EDZ, en revanche, la perméabilité est fortement augmentée, et la convection doit être prise en compte. L'Andra s'y attache.

En revanche la thermo-diffusion, du moins durant la période exothermique de la vie d'un stockage, ne peut être écartée. C'est pourquoi une étude de thermo-diffusion permettant de mesurer le coefficient de Soret, S, des ions chlorure dans l'argilite a été faite par l'Andra et l'IPGP. Ce coefficient, positif ou négatif, indique si les éléments ont tendance à migrer vers les zones froides (encaissants) ou chaudes (centre de la formation). Les expériences conduites sous pression pour faire varier la porosité de l'argilite, et sous gradients de concentration en ions chlorure et de température donnent accès à D_e et S. L'ensemble des valeurs obtenues pour ces deux paramètres permet des modélisations de migration, par exemple dans des cas pénalisants. Avec un gradient de température de 1 degré par mètre et pendant 10 000 ans (temps caractéristique de la phase thermique), l'effet de thermo-diffusion reste mineur devant la diffusion. Cela est dû à ce que cet effet ne joue que sur les éléments déjà présents dans l'argilite au moment où il entre en jeu, et qui, parcourant par diffusion quelques dizaines de mètres en 100 000 ans, sont en faible concentration quand la thermo-diffusion joue. La thermo-diffusion ne peut intervenir sur le long terme. L'Andra la prend en compte pour les colis défailants.

Rétention des éléments

Dans les calculs d'impact radiologique, l'Andra utilise comme paramètre mesurant la rétention des éléments le K_d (sauf pour Cs et Rb). Sa valeur est généralement constante lorsque la concentration de l'élément est très faible, ce qui sera le cas du champ lointain d'un stockage. On dispose de très nombreuses valeurs pour beaucoup d'éléments (une vingtaine) et beaucoup de minéraux ou matériaux (comme la bentonite MX 80) dans de nombreuses conditions (pH, pCO_2 , T, concentration en élément), qui permettent d'établir des corrélations et de comprendre globalement les méca-

nismes de rétention. Le problème est d'avoir des valeurs représentatives pour l'argilite non perturbée dans une gamme de température donnée. L'Andra s'est attaquée à ce problème depuis plusieurs années et a constitué un groupement de laboratoires pour faire des mesures comparatives sur des échantillons d'argilite de Bure. En 2003, les expériences se sont poursuivies sur les actinides (Pu, Np) avec des carottes d'argilite (et sur la bentonite MX 80) notamment en fonction de la température. L'Andra veut disposer d'une banque de données « argilite » très renseignée avec leurs incertitudes sur les paramètres et leur variabilité.

Conclusion

En conclusion, l'ensemble des connaissances sur le transport des éléments dans le Callovo-Oxfordien a été enrichi cette dernière année. Il est de mieux en mieux établi que la migration des radionucléides dans le Callovo-Oxfordien aura lieu majoritairement par diffusion, dans un scénario normal. Toutefois, si les valeurs des paramètres qui contrôlent la diffusion sont bien cernées, les mécanismes microscopiques de cette diffusion doivent être encore étudiés. De nombreuses questions sont encore sans réponse définitive.

Appendice

Dans l'eau (ou une solution) d'extension infinie, le coefficient de diffusion d'un élément D_0 ($m^2 s^{-1}$) est défini par $J = D_0 dC/dx$, où J est le flux ($mole m^{-2}s^{-1}$), C la concentration ($mole m^{-3}$) et x (m) la direction de diffusion. Dans un milieu poreux, sa diffusion est caractérisée par le coefficient de diffusion effectif, D_e ($J = -D_e dC/dx$) qui est lié à D_0 par $D_e = D_0 \omega_{acc} d/t^2$, où ω_{acc} est la porosité accessible à la diffusion (ou porosité de transport), d la constrictivité qui tient compte de la variabilité des dimensions de pores et t la tortuosité qui tient compte de l'allongement du parcours. Le coefficient de diffusion apparent, D_a , est défini par $dC/dt = D_a d^2C/dx^2$; avec $D_a = D_e/a$ et $a = \omega_{acc} + \rho Kd$, ρ étant la masse volumique (kg/m^3) et Kd le coefficient de partage ($m^3 kg^{-1}$) de l'élément dans le milieu poreux. On définit aussi quelquefois le coefficient de diffusion de pore $D_p = D_e/\omega_{acc}$. Quand $Kd = 0$, $D_a = D_p$. Si on mesure la concentration de l'élément C après qu'il ait franchi un échantillon d'épaisseur donnée, L , et de surface S , en fonction du temps, on obtient, en régime stationnaire, une droite de pente : a et d'ordonnée à l'origine : b . Alors $D_e = a L/S C_0$ et $\alpha = 6b/S L C_0$, C_0 étant la concentration de l'élément avant qu'il ait franchi l'échantillon.

Dans un milieu isotrope et pour une espèce qui obéit à une loi de transport gaussienne par diffusion, la valeur moyenne de migration est $x_{moy} = 2(2Dt/\pi)^{1/2}$ avec un écart type $\sigma = (2Dt)^{1/2}$, t étant le temps et D le coefficient de diffusion approprié.

Annexe D au chapitre 3

Outils de simulation et processus de qualification

Les outils de simulation

1. La version 1.2 de la plate-forme Alliances a été livrée chez huit prestataires du CEA. Elle comprend entre autres de nouvelles passerelles sur Castem (code de simulation fluide/structure du CEA), Porflow (un des outils logiciels commercial utilisé par l'Andra), Trace (logiciel de l'université de Strasbourg) et Phreeqc-MT3D qui sont tous des modules de géochimie. Cet ensemble est donc capable de faire des simulations hydrologiques étendues avec prise en compte de la géochimie et de l'existence des milieux non saturés en eau tant pour le champ proche que pour le champ lointain.
2. La version 1.3 permettra aussi des analyses de sensibilité par rapport aux paramètres ; elle comprendra un module plus élaboré pour la prise en compte des termes sources (modèle de colis, module Prédiver pour les verres avec modélisation V_0 et V_p), une interface applicative Andra pour lancer le calcul sûreté/transport/chimie et un meilleur module pour l'hydraulique non saturée.
3. La version 2 d'Alliances contiendra une passerelle avec le code de thermique Aster de l'EDF et c'est elle qui servira au calcul de sûreté de 2006. Livrable courant 2004 elle devrait permettre de traiter la thermo-hydraulique avec changement de phase, le transport/chimie avec couplage fort en milieu saturé en eau. Il est prévu d'inclure d'autres éléments finis plus adaptés dans le code Castem afin d'obtenir des performances au moins identiques sinon supérieures à celle de Porflow.
4. Les phénomènes de rétroaction sur la porosité en chimie transport sont peu abordés mais la version 2.1 d'Alliances comprendra des logiciels pour modéliser un vrai couplage THMC (thermique, hydraulique, mécanique et chimie), enrichie d'un modèle pour traiter des colis en béton et une algorithmique de décomposition de domaine et de parallélisme adaptée. Il n'est toutefois pas prévu d'utiliser cette version pour l'exercice 2005.

Enfin, il n'est toujours pas prévu de prendre en compte l'impact des milieux fracturés (ou de la fracturation) dans les simulations.

Le processus de qualification des modèles

La qualification doit tester les modules et les interfaces de communication ; en tout 160 tests physico - numériques auront été réalisés dont certains sont des calculs préparatoires aux tests de sûreté. Pour chaque test physico-chimique, on regarde la sensibilité au maillage, au pas de temps, au choix des codes/modules. Un suivi des versions se fait par les meilleurs outils logiciels disponibles.

Finalement on pense que la précision des calculs est de l'ordre de 1 % en hydraulique pour les vitesses d'écoulement et de 5 % en transport généralisé (avec prise en compte de la chimie) pour les concentrations. Il reste toutefois à améliorer les sauvegardes - reprises des calculs pour diminuer le risque d'erreur.

On peut dire que la plate-forme Alliances est un succès car elle permet de piloter des codes très différents avec le même jeu de données. De très bonnes performances ont été obtenues sur un cas de scénario d'évolution altéré venant d'un défaut de scellement avec un maillage de 300 000 mailles dans le Callovo-Oxfordien seulement, un enchaînement de modules pour traiter : les colis/le champ proche/le site de stockage/le champ lointain et destiné à donner les concentrations en iode 129 et une chaîne de six radionucléides en évolution ; ceci avec de très grandes variations (un facteur 100 000) des conductivités hydrauliques.

Un effort particulier est en cours pour rendre le logiciel convivial mais comme dans tout logiciel numérique de pointe, il faut avoir une bonne connaissance des méthodes numériques pour pouvoir en maîtriser toute la puissance.

Chapitre 4

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

RÉSUMÉ

Le conditionnement des déchets nucléaires MAVL et HAVL en colis primaires, aptes à un entreposage et à un stockage, est une opération industrielle soutenue par des recherches notamment au niveau de la caractérisation radiologique et du comportement des colis dans le court et le long terme, en milieu saturé ou non en eau. Le CEA a mis au point des installations de comptage gamma et neutronique qui permettent de faire le tri des colis à garder pour l'instant en entreposage. Le CEA a élaboré des modèles opérationnels de comportement à long terme des colis de déchets (MOP) en conditions de stockage. Les paramètres du MOP associé à la tenue de la matrice bitume en présence d'eau ont été affinés. Le MOP prédit une très longue tenue des colis. La traduction en MOP des connaissances acquises à ce jour sur le comportement des colis de verre en situation de stockage est correcte. Le MOP « colis de verre » a été désormais simplifié pour prendre en compte les phénomènes essentiels au regard de la longue durée des verres. Il convient encore de mieux asseoir les valeurs de certains paramètres caractérisant ces deux régimes, mais, comme la Commission l'a dit dans son rapport n° 9, le MOP « colis de verre » permet des prévisions raisonnables sur le devenir du verre nucléaire R7T7 à long terme en situation de stockage.

Le conditionnement d'éléments séparés, actinides et certains produits de fission, est au stade de la faisabilité technique de procédés visant à l'élaboration de céramiques, c'est à dire loin du stade de la fabrication de colis. Pour y arriver les recherches doivent être poursuivies, notamment pour confirmer la tenue exceptionnelle des céramiques au regard de la lixiviation. Elles fourniront en 2006 des résultats importants, mais les recherches devront être poursuivies après 2006 pour conclure à une éventuelle industrialisation, si le choix de cette stratégie était fait. A cet égard, les conséquences sur un stockage géologique d'un retraitement poussé suivi d'un conditionnement spécifique devraient être évaluées avant l'échéance

de la loi. Par ailleurs en 2006 il sera difficile de comparer pleinement les propriétés de confinement des céramiques et des verres en situation de stockage.

Les combustibles usés UOX et MOX font l'objet de recherches inédites dans le programme PRECCI. De nombreux résultats ont été acquis tant sur les pastilles de combustibles que sur les gaines. La localisation microscopique des éléments dans les pastilles a été établie et les activités associées évaluées à différentes époques de la vie d'un combustible. Un MOP de relâchement d'activité suite à une rupture de gaine a été établi. Sur les périodes de temps envisagées pour des entreposages, aucune difficulté majeure n'a été identifiée. La phénoménologie de la lixiviation du combustible a été très enrichie. Il apparaît que l'on ne peut pas négliger la dissolution oxydante due à la radiolyse dans les prévisions du comportement à long terme en milieu globalement réducteur. PRECCI est un excellent programme qui doit continuer et fournir des résultats au delà de 2006.

Deux décisions importantes ont été prises en 2003 pour les concepts d'entreposage des déchets MAVL. La première est de placer tous les colis primaires de ce type dans des conteneurs en béton. La seconde est d'adopter des conteneurs communs parallélépipédiques pour l'entreposage et pour le stockage. L'utilisation généralisée des conteneurs en béton permet de s'affranchir du maintien d'une atmosphère assurant un régime de corrosion sèche (i.e. absence de film d'eau) pour les entrepôts de colis de déchets MAVL.

Les enveloppes des colis et conteneurs pour déchets HAVL étant toutes métalliques, il est nécessaire de conserver dans les entrepôts une atmosphère assurant un régime de corrosion sèche, donc de contrôler la ventilation.

Dans tous les cas d'entrepôts étudiés, il est impératif d'avoir une surveillance permanente et une maintenance importante. Ce suivi est également nécessaire pour contrôler l'évolution des infrastructures en béton armé dont la durabilité n'est garantie, à ce jour, que pour 100 à 120 ans. Les incertitudes qui existent encore sur leur tenue pour des durées plus longues doivent être levées. Il s'agit d'un problème majeur car il est commun à tous les types d'entrepôts de longue durée (surface ou sub-surface) ou pour les entrepôts industriels. Ces incertitudes communes sur la durabilité des entreposages conduisent à rapprocher les deux stratégies envisageables pour l'entreposage de longue durée : soit un entrepôt conçu directement pour la longue durée (objet des recherches de la loi), soit la prolongation et la suc-

cession d'entrepôts industriels (par tranches séculaires). Le débat sur ces deux stratégies ne peut être tranché sans avoir levé les incertitudes sur la durabilité des éléments constitutifs des entrepôts. Les facteurs économiques et socio-politiques seront déterminants dans ce choix.

Les études d'entreposage de sub-surface restent encore très préliminaires et ne prendront consistance que lorsqu'elles seront appliquées à des sites réels.

Globalement on peut considérer qu'une clarification importante a été faite sur les problèmes posés par l'entreposage de longue durée. L'inventaire des problèmes majeurs qui restent encore à étudier a été établi.

4.1. CONDITIONNEMENT

4.1.1. Colis de déchets industriels

Le fonctionnement des réacteurs et le retraitement des combustibles usés conduit à des lots de matière radioactive contenant des radionucléides à vie longue qui sont conditionnés en « colis de déchets primaires stockables ». Les opérations se font en ligne ou de façon différée, à la reprise de la matière radioactive après entreposage en vrac. La gestion des déchets nucléaires est en fait celle de ces colis de déchets. Leurs caractéristiques ont des incidences directes sur les modes d'entreposage et de futur stockage. Il est donc primordial de bien les connaître tant du point de vue radiologique que chimique, notamment ceux qui ont été produits il y a longtemps. Les recherches portent sur les mesures des radionucléides et sur le vieillissement soit des matériaux des conteneurs soit du contenu des colis en milieux non saturés ou saturés en eau.

L'inventaire des colis de déchets MAVL et HAVL en entreposage et des futurs colis à réaliser susceptibles d'aller dans le premier stockage français (colis du MIP) montre une grande diversité. L'Andra les a regroupés en familles de colis aux caractéristiques proches pour pouvoir bénéficier d'un même traitement dans les analyses de sûreté. Pour ce qui concerne les recherches, sur lesquelles les analyses de sûreté s'appuient, on peut distinguer trois types de matériaux : métalliques (conteneurs et coques et embouts compactés des colis CSD-C), cimentaires (conteneurs et coulis de blocage de pièces métalliques), bitume (enrobage des boues de coprécipitation lors de décon-

tamination) et verre (matrice de confinement des solutions des produits de fission).

Tous les aspects du conditionnement et les recherches en cours pour les améliorer ou trouver de nouveaux conditionnements ont été présentés par la Commission dans ses rapports précédents, au fil des avancées. Durant l'année 2003 elle a eu des informations plus particulières sur l'aboutissement de la R et D dans la caractérisation radiologique des colis et sur les matrices bitume et verre.

4.1.1.1. Caractérisation radiologique et chimique

La Commission a visité le 23 octobre 2003 les installations pilotes de caractérisation radiologique et chimique de certains colis installées à Cadarache. Il s'agit d'installations travaillant sur des colis réels qui permettent d'atteindre les limites de ce qu'il est possible de faire aujourd'hui à une échelle industrielle. Ces réalisations, qui sont l'achèvement de plus de dix ans de recherches, sont décrites en annexe A au présent chapitre.

4.1.1.2. Modèles scientifiques et opérationnels des matrices

Le conditionnement de la matière radioactive considérée comme déchet pour faire des colis primaires stockables pose plus de questions scientifiques au niveau des matériaux utilisés pour bloquer, enrober ou dissoudre le déchet qu'au niveau des matériaux des conteneurs. En effet, il faut certes s'assurer de la compatibilité à court terme entre tous les matériaux du colis mais il faut surtout avoir des assurances sur leur tenue à long terme et sur le relâchement des

éléments des colis lors de leur inéluctable ruine par l'eau à un instant indéterminé. A cet égard les études de vieillissement et de l'altération des matériaux permettent d'asseoir des modèles scientifiques qui reproduisent au mieux les observations expérimentales notamment de lixiviation. Ces modèles dépendent de paramètres phénoménologiques. Pour estimer le relâchement des radionucléides, par exemple en situation de stockage, on utilise des modèles simplifiés dits Modèles OPérationnels (MOP). Les MOP utilisent les paramètres phénoménologiques des modèles scientifiques avec l'ambition de faire des prévisions de relâchement des radionucléides des colis de déchets bien au delà du temps réellement exploré expérimentalement sur échantillons ou colis simulé, voire colis réel. Comme la modélisation micro- mésoscopique *ab initio* du comportement d'un matériau en présence d'eau est balbutiante, il faut se contenter de cette approche, au demeurant courante dans les prévisions à long terme. Ces sujets ont déjà été discutés par la Commission dans ses précédents rapports.

L'Andra a exposé à la Commission quels MOP (MOP 2003) elle utiliserait pour procéder aux calculs d'impacts radiologiques du dossier Argile 2005 (réunion du 10 octobre 2003). Ces MOP ont aussi été l'objet de présentations et de discussions complémentaires au long de l'année 2003-2004.

Ainsi pour les colis bitumés, la Commission a pu discuter des MOP associés à ces colis lors de sa visite à Cadarache. Une relation des travaux du CEA est donnée en annexe B au présent chapitre. En revanche elle n'a pas eu d'informations récentes sur les colis CSD-C de coques et embouts compactés ni sur les colis cimentés qu'elle n'examine pas dans ce rapport.

Au cours d'une réunion avec la CEA (7 novembre 2003) le MOP associé au verre nucléaire R7T7 et les derniers résultats concernant le modèle scientifique d'altération du verre par l'eau ont été discutés avec la Commission. Le 16 décembre la Commission a entendu la position de Cogéma sur le MOP verre du CEA. Enfin le CEA a donné des résultats sur la lixiviation des verres obtenus dans le cadre de programmes européens lors de l'audition du 22 janvier 2004 consacrée aux collaborations internationales de cet organisme. Par ailleurs, la Commission a reçu du CEA le rapport technique DIEC/2003/01 intitulé « Dossier opérationnel verre 2003 ». Une relation

des connaissances acquises est donnée en annexe C au présent chapitre.

4.1.1.3. Conclusions

Le CEA s'est doté d'installations appropriées pour caractériser les colis industriels de déchets MAVL au mieux de ce qui peut être fait en mesures gamma et neutronique. Les performances de ces installations sont adaptées aux exigences de réception des colis au centre de stockage de surface et par conséquent permettent de faire le tri des colis à garder en entreposage.

En ce qui concerne les déchets vitrifiés, la Commission retient que la traduction en MOP des connaissances acquises à ce jour et réunies dans le « dossier opérationnel 2003 » est correcte. La signification de l'expression « Modèle V(t) » est désormais différente de celle qu'elle avait il y a deux ans et même encore en mars 2003 lors de la dernière audition du CEA sur les verres (voir rapport n° 9). En effet ce modèle se réduit maintenant essentiellement à deux régimes d'altération V_0 et V_r . Le temps pendant lequel se forme, par des mécanismes compliqués, un gel protecteur de l'altération du verre est court au regard du temps devant lequel se poursuit la ruine du verre, en condition de stockage. Celle-ci est due à une lente diffusion de l'eau dans le verre et du silicium dans le gel, conduisant au régime V_r . Certes il convient encore en ce qui concerne le verre R7T7 et les autres verres de mieux asseoir les valeurs caractérisant V_r et la sorption de la silice par les produits de corrosion des conteneurs (contrôlant la durée de la phase V_0), mais comme la Commission l'a dit dans son rapport n° 9 les MOP verre « *permettent des prévisions raisonnables sur son devenir [le verre] à long terme en situation de stockage* ».

La Commission tient à souligner que le fait de disposer de MOP ne doit pas ralentir les recherches sur les mécanismes fondamentaux de l'altération du verre. Le modèle scientifique actuel est un modèle phénoménologique dont les paramètres dépendent de chaque type de verre et des conditions environnementales. Ce modèle ne prend pas en compte l'existence éventuelle de mécanismes qui conduiraient, à l'échelle d'un colis, à des progressions non uniformes du front d'altération.

4.1.2. Conditionnements spécifiques pour éléments séparés

4.1.2.1. Objectifs - Programme d'étude du CEA

Ces conditionnements sont appelés ainsi par opposition aux conditionnements industriels car ils visent essentiellement à confiner des produits de fission ayant des isotopes radioactifs à vie longue et les actinides mineurs séparés des combustibles usés alors que les seconds ont vocation à confiner ensemble plusieurs éléments. Ainsi les colis de verre nucléaire renferment tous les produits de fission, les actinides mineurs, les pertes d'uranium et de plutonium du retraitement et des réactifs du retraitement. Les problèmes de conditionnement se posent alors différemment au plan du confinement des éléments. Pour les éléments séparés, on utilise des matériaux monophasés à l'état de céramique dont la composition et la structure peuvent être adaptées aux propriétés chimiques de chaque élément. On cherche en général à faire des solutions solides. Pour les éléments non séparés, on utilise des matériaux plus accommodants comme les verres où il n'y a pas d'ordre cristallographique à longue distance. Tous copient des minéraux ou verres naturels, gage de longue vie au moins vis-à-vis de leur altération par l'eau. Les études conduites jusqu'à aujourd'hui montrent que, dans des conditions comparables de laboratoire, les céramiques sont moins altérables par l'eau que les verres, mais toute comparaison pour le long terme, en situation de stockage par exemple, doit être faite minutieusement avec toutes les données nécessaires. Un corpus important de données existe, mais beaucoup sont encore à acquérir, comme le sont d'ailleurs celles qui concernent le confinement réel des éléments immobilisés. En effet il ne faut pas confondre altération de la matrice (matériaux de confinement et éléments confinés) et relâchement des éléments et donc des radionucléides qu'elle contient. Le propre d'une matrice de confinement est de résister dans le temps à la lixiviation, ce qui est le cas des unes et des autres. Les matrices spécifiques dont il est question ici sont nées avec la loi. Elles ne bénéficient pas d'un cumul de connaissances égal à celui des verres, bien que le Synroc, matériau polyphasé, ait été étudié depuis plus de 20 ans pour immobiliser les produits de fission et les actinides. De même, les monazites ont fait l'objet d'études d'incorporation d'actinides dans les années 70-80 aux Etats-Unis.

La Commission a régulièrement rapporté les motivations et les progrès des recherches sur les

matrices spécifiques conduites au CEA et au CNRS et coordonnées depuis plus de six ans au sein du GdR NOMADE. De très nombreux oxydes mixtes et phosphates ont été étudiés, puis sélectionnés sur le critère essentiel de résistance à la lixiviation, et sur d'autres critères comme la faisabilité, l'obtention de matériaux monophasés et denses, etc. Les études se poursuivent dans divers pays et sont toujours vivantes mais il n'y a pas de grande collaboration internationale comme sur d'autres sujets. En octobre 2003 a eu lieu à ITU un workshop consacré à ces matrices.

Fin 2002 le problème essentiel qui se posait était (excepté pour les matrices confinant l'iode de fission) la tenue de ces oxydes et phosphates à une irradiation importante. En effet les matrices à base de ces composés recevront des doses de rayonnements ionisants pouvant atteindre les seuils d'amorphisation. Il est donc essentiel de connaître les modifications de structure qu'elles subiront et comment cela modifiera, ou non, les propriétés mesurées jusqu'à aujourd'hui sur les matrices peu ou non irradiées. Dans son rapport n° 9 (juin 2003) la Commission a fait le point des recherches à cette date et a donné les grandes lignes du programme visant à montrer la faisabilité technique des matrices de confinement ainsi que les directions de recherche pour 2003-2006 fixées par le CEA et le CNRS. Elle n'a pas auditionné cette année les organismes conduisant ces recherches pour faire le point sur les avancées de 2003. Toutefois elle a reçu du CEA le « *Programme d'étude pour démontrer la faisabilité technique des nouvelles matrices de conditionnement* » (rapport DEN/DDIN/RT-DPRGD/2003/1 en date du 2 octobre 2003). L'analyse de ce document est portée en annexe D au présent chapitre.

4.1.2.2. Action du GdR NOMADE - Le phosphate-diphosphate de thorium (PDT)

Le GdR NOMADE a, en 2002, retenu quatre matrices pour un éventuel conditionnement spécifique des actinides séparés : zirconolite, britholite, monazite, phosphate-diphosphate de thorium (PDT). Parmi ces quatre matrices, le PDT a un statut particulier au plan des recherches sur la faisabilité technique. En effet, comme la Commission en a fait état dans son rapport annuel n° 9, plusieurs étapes de la démonstration de cette faisabilité avaient déjà été franchies en 2003 : obtention de céramique, solubilité et phases néoformées, solutions solides de U, Np et Pu à des taux élevés. Il restait à étudier les effets de l'auto-irradiation et

de l'irradiation externe. Un programme a été lancé dans ce sens en collaboration avec ITU pour réaliser le dopage du PDT au Pu238. Ce programme a pris du retard en raison d'un transfert non encore effectué de Pu238 du CEA à ITU. Pour les autres aspects fondamentaux, il se déroule normalement notamment en ce qui concerne l'étude des mécanismes de dissolution ainsi que celle relative aux effets d'irradiation (externe) et à leurs conséquences sur la lixiviation. Les expériences déjà en cours (échantillons dopés au Pu239 et au Np237) sont suivies régulièrement.

La faiblesse du PDT est qu'il ne peut incorporer Am et Cm en quantité importante (moins de 0,5 % en masse). Aussi des composites PDT/monazites (PDT/M) ont été préparés à l'état de céramique et seront prochainement dopés avec Pu239. Ils incorporent les actinides tétravalents (U, Np, Pu) et trivalent (Am, Cm). Leur étude est en cours.

Enfin, sans préjuger de la date éventuelle où la séparation poussée pourrait être mise en œuvre à l'échelle industrielle, mais en avance sur celle où les systèmes de transmutation seraient opérationnels, le CEA étudie des conditionnements pour les actinides séparés, destinés à l'entreposage dans l'attente de leur transmutation. Ces études ont été citées lors des auditions (12 février et 3 mars 2004) mais n'ont pas fait l'objet de présentation détaillée à la Commission.

4.1.2.3. Conclusions

Le programme présenté par le CEA (et le CNRS qui étudie le composite monazite/brabantite [M/B] et le PDT) fournira en 2005 pour le dossier de bilan des recherches les données essentielles minimales, si elles sont positives, pour conclure à une faisabilité technique des matrices et du conditionnement de I, Cs et des actinides mineurs dans la céramique zirconolite. Les données ne seront pas complètes pour Tc ni pour le composite M/B. Pour ce dernier elles seront acquises plus tard (fin des expériences planifiées pour 2007 début 2008, mais il y a du retard). Pour le PDT (et le composite PDT/M) on disposera d'un dossier scientifique complet de connaissance quant à la synthèse et à la dissolution (sous réserve de pouvoir préparer des échantillons dopés au Pu239 et au Pu238) mais, comme pour le composite M/B, il y aura des manques sur les possibilités d'industrialisation.

La Commission considère que les recherches engagées sur les matrices dopées au plutonium destinées à acquérir les données des matériaux

représentatifs de ceux qui pourraient être lixiviés en situation de stockage sont appropriées. Certaines sont bien engagées, d'autres doivent encore l'être. Elles fourniront probablement l'essentiel des résultats attendus après 2006. Il est clair que les recherches devront être poursuivies après 2006.

La Commission considère qu'il sera difficile en 2006 de faire des comparaisons sur la faisabilité technique des matrices zirconolite et composites M/B et PDT (voire PDT/M) en raison des avancements différents des connaissances sur les quatre points mis en exergue dans le rapport, qui apparaissent comme des exigences de faisabilité technique.

La Commission souhaite que les conséquences d'un retraitement poussé suivi d'un conditionnement spécifique pour un stockage géologique soient disponibles à l'échéance de la loi. Ce point n'est pas mentionné dans le document CEA.

4.1.3. Combustibles usés

Il n'y a pas à proprement parler de colis primaire de combustible usé. Pour aller en entreposage à sec, chaque assemblage serait mis dans un étui, dont la fonction est de pouvoir assurer la reprise et, si nécessaire, une continuité entre l'entreposage et le stockage. Ce point est traité ci-dessous (voir § 4.2.1.3).

4.1.3.1. Programme PRECCI

Ce programme de recherches a été lancé en 1998 par le CEA et EDF et la dernière audition de la Commission sur les recherches qui y sont conduites remonte à mars 2001. C'est un programme que l'on doit à la loi. Il est structuré en sous-programmes cohérents entre eux et un Comité scientifique en assure le suivi. PRECCI a pris de l'importance au plan international en tant que partenaire de collaborations et de promoteur d'actions ciblées. Son objectif est l'acquisition des connaissances pour entreposer et stocker les combustibles usés. Durant les deux dernières années, les recherches développées dans le cadre de PRECCI ont bien avancé sur les points suivants : inventaire en radionucléides des combustibles irradiés, comportement des crayons en entreposage et en stockage (pastille et gaine) et modèles de relâchement des éléments dans les deux cas. Les travaux sont régulièrement publiés.

L'inventaire théorique des combustibles UOX et MOX usés demande à être sans cesse confronté aux mesures expérimentales et cela au plan international.

C'est constamment fait au niveau des actinides et des principaux éléments de fission, lors des bilans du retraitement par exemple. Mais il y a des manques pour certains radionucléides à vie longue (produits d'activation sur les impuretés du combustible et des structures d'assemblage en particulier, produits de fission à l'état métallique) ou des incertitudes, portant même sur les actinides, avec des écarts allant jusqu'à 20 % (cas du Cm). Des expériences de mesures directes sont en cours au CEA. Elles portent sur des échantillons de UOX et MOX après leur dissolution totale. Le cas des éléments (C, Cl, I) pouvant donner des composés gazeux est particulièrement étudié. Des exercices d'inter-comparaison de données ont commencé, ils ne seront terminés qu'après 2006. Ces études doivent aboutir à un catalogue de référence.

Durant leur séjour en réacteur, limité à 4 ans, les pastilles de combustibles acquièrent une composition chimique et une structure bien décrites. Elles continuent d'évoluer et leurs transformations sont alors moins bien connues. On comprend qu'il est important de connaître pour un entreposage de longue durée, et pour un éventuel stockage, l'évolution d'un matériau en auto transformation chimique et physique sous l'effet de processus nucléaires. A cet égard sont étudiés : la variation du potentiel oxygène, paramètre qui contrôle la composition chimique, la production d'hélium, son accumulation locale, sa diffusion (thermique et assistée sous irradiation) et son relâchement, la diffusion des éléments dans les grains et leur ségrégation aux joints de grains et l'évolution de ces derniers. Les expériences sont conduites sur des échantillons de UO_2 dopés au Pu238 ou irradiés avec des faisceaux d'ions externes et sur des morceaux de combustibles UOX et MOX. On ne peut rapporter ici les nombreux résultats obtenus. Citons seulement que la localisation des éléments dans les pastilles a été faite au niveau microscopique. Elle résulte de la migration des produits de fission et des actinides sous gradient thermique durant le fonctionnement du réacteur, puis à leur migration assistée par auto-irradiation alpha en dehors du réacteur (diffusion athermique due aux défauts). On trouve une grande partie des éléments produits par fission et réactions nucléaires dans les joints de grains des oxydes du combustible neuf et dans les pores et fractures du rim, en périphérie des pastilles. L'inventaire de certains radionucléides a aussi été fait au niveau des joints de grains et globalement au niveau du rim. L'activité des radionucléides associés à ces éléments, hors grains d'oxyde,

est considérée comme labile. Un effort particulier a été fait sur le MOX, qui a des amas riches en Pu très perturbés par la fission (microstructure poreuse) retenant peu les radionucléides et contribuant ainsi de façon majeure aux relâchements. L'autre effort a porté sur la diffusion des éléments dans les grains.

La gaine des crayons de combustible est la première barrière de confinement des radionucléides. Elle peut être le siège, outre de production de défauts par irradiation, de fluage en pression interne (hélium par exemple), de réorientation radiale des hydrides de zirconium, deux phénomènes importants qui pourraient conduire à sa rupture. Aussi sont-ils l'objet de recherches intenses dans des conditions très sévères de température et de pression interne ou de contraintes, sur matériaux irradiés ou non. A cet égard des critères de rupture des crayons en entreposage ont été établis. Néanmoins les études se poursuivent et elles sont prévues sur plusieurs années. Il est clair que ce sont des recherches clés pour statuer sur les possibilités d'entreposage de longue durée et il est impératif qu'elles puissent aboutir.

Des expériences intégrales de longue durée concernant le comportement des pastilles et de la gaine sont en cours sur des crayons réels UOX et MOX (installations Esterel et Crocodile).

L'ensemble des résultats a permis d'établir des MOP de relâchement des radionucléides soit en entreposage soit en situation de stockage géologique. Ces MOP sont présentés ci-dessous.

On examine ici les bases scientifiques sur lesquelles repose la dissolution radiolytique du combustible en présence d'eau, qui a été un acquis récent et important de PRECCI.

La radiolyse de l'eau pure est un phénomène bien connu : tout rayonnement ionisant produit des radicaux libres, des électrons solvatés et des molécules H_2 et H_2O_2 . Ensuite, selon qu'il y a ou non présence d'oxygène, en présence de soluté ou d'un solide comme UO_2 , tout est plus compliqué. La radiolyse due aux rayonnements bêta et gamma produit plutôt des radicaux libres tandis que les rayons alpha produisent des molécules comme H_2O_2 . Le premier mode de radiolyse s'éteint avec l'activité des produits de fission émetteurs bêta gamma, le second perdure car il est lié à l'activité alpha des actinides. Ces deux modes ont été étudiés avec attention en présence de UO_2 et en présence ou en absence d'air, afin d'affiner

les mécanismes de production des diverses entités réductrices ou oxydantes et d'étudier leurs effets sur la dissolution de cet oxyde. Pour la radiolyse alpha, on a utilisé : des pastilles de UO_2 dopé au Pu239 et au Pu238 pour simuler divers débits de dose correspondant à un combustible plus ou moins âgé, des échantillons de combustible irradié et des irradiations externes alpha. Pour la radiolyse gamma, on a utilisé des irradiations externes avec une source de cobalt, soit d'échantillons de UO_2 soit de combustibles UOX soit de UO_2 dopé au Pu238 à différentes teneurs. Enfin des expériences visant à comprendre l'effet de H_2 sur la dissolution de UO_2 et à identifier des phases minérales secondaires d'uranium oxydé (peroxyde et oxyde) ont été conduites. Les résultats de ces expériences sont encore partiels mais ils montrent que l'on peut, dans la situation complexe de dissolution radiolytique du combustible utilisé, calculer les quantités d'uranium passant en solution en fonction des doses à l'interface solide-solution. Selon les doses alpha ou selon le flux alpha ou encore selon le taux de combustion des combustibles usés UOX ou MOX les phénomènes majeurs sont identifiés : production de H_2O_2 en quantité suffisante ou non pour avoir un effet sur la dissolution ou la formation de phases secondaires. Il reste néanmoins à mieux comprendre certains phénomènes et à cet égard les recherches sur l'altération/dissolution chimique de UO_2 en milieu réducteur, conduites par ailleurs par beaucoup de laboratoires et depuis longtemps, sont précieuses.

Le rôle de l'hydrogène en tant qu'inhibiteur de la dissolution radiolytique n'est pas encore établi et les connaissances à ce sujet, parfois contradictoires, ne sont pas suffisantes pour être prises en compte dans un MOP. Cela pourrait être en relation avec les propriétés catalytiques de UO_2 permettant la réduction de l'uranium oxydé. Le programme PRECCI devrait permettre, au cours des prochaines années, de mieux estimer l'effet de la radiolyse bêta-gamma.

Le Comité scientifique de PRECCI doit se réunir en juin 2004 puis en 2005 pour une évaluation globale du projet et dire les perspectives des recherches dans le domaine du combustible utilisé. Fin 2004 le référentiel scientifique du combustible utilisé sera remis à jour et publié (suite à celui de 2001).

4.1.3.2. Modèles scientifiques et opérationnels de relâchement de l'activité

Avec les combustibles usés, le confinement des éléments est dû à l'oxyde d'uranium irradié qui est

une matrice particulière. C'est en fait un mélange de divers composés au sein de l'oxyde d'uranium (et plutonium pour les MOX) très altéré après son irradiation en réacteur.

L'ensemble des résultats des recherches de PRECCI a permis d'établir un MOP de relâchement de l'activité des combustibles en entreposage à sec suite à une rupture de gaine des crayons, MOP qui peut être associé à deux scénarios selon qu'il y a ou non fuite du conteneur d'entreposage. Dans le premier cas, il y a une fuite instantanée des éléments ou composés plus ou moins volatils (T, Kr, Cl, C, I, Se, Cs, Sn) accumulés dans le gap des crayons, les pores, les fractures et les joints de grains des pastilles (et des descendants des radionucléides comme le Rn). Dans le second, cette fuite se poursuit par un relâchement de radionucléides dû à l'altération du combustible en milieu oxydant. La fraction instantanée d'activité relâchée peut être estimée en fonction de paramètres comme la température, l'âge du combustible, les coefficients de diffusion des éléments dans les grains tous dépendant du taux de combustion. Des données expérimentales obtenues dans des expériences intégrales existent pour caler les MOP. Cette fraction n'est importante, à la fois pour les UOX et les MOX, que pour I, C et Cl (10 à 60 % à un âge 100 ans). La modélisation de l'oxydation de UO_2 en présence d'air par diffusion d'oxygène et les conséquences attendues de dispersion de matière sont en cours.

En présence d'eau, c'est-à-dire au terme d'une longue période de stockage géologique, on sait depuis longtemps qu'il existe trois termes source. Le premier est dû à l'activité labile des pastilles et des éléments comme on l'a expliqué ci-dessus et à l'activité des éléments localisés dans le gap des crayons. Elle est relâchée instantanément dès que la gaine de combustible est fissurée et en contact avec l'eau. Le second terme source est dû à l'activité relâchée lors de la très lente dissolution des oxydes (sensiblement indépendante de la température et du pH en milieu réducteur). Le troisième provient de l'activité des gaines du combustible : l'activité de la gaine est relâchée au rythme de la corrosion du zircaloy.

PRECCI a montré que la dissolution radiolytique par radiolyse alpha est un phénomène dominant lors de la dissolution de UO_2 . Il reste qu'il est difficile à modéliser car très complexe. Aussi le MOP repose-t-il sur des relations phénoménologiques simples et des hypothèses pour la production des

oxydants et leurs effets. Il donne des prévisions très conservatives.

Dans le MOP combustible usé 2003, l'activité labile considérée par l'Andra dépend du type de combustible (UOX ou MOX) et du taux de combustion, dont la prise en compte est une amélioration par rapport au MOP utilisé auparavant. Pour le combustible UOX, elle croît fortement avec ce taux. Le terme source activité labile est très élevé pour le combustible MOX, mais assez peu dépendant du taux de combustion entre 40 et 60 GWj.t⁻¹. En ce qui concerne la dissolution de la matrice UOX, le MOP 2003 prend en compte la dissolution radiolytique. La vitesse de dissolution dépend alors du taux de H₂O₂ au voisinage de celle-ci et du phénomène de diffusion auto-accélérée par irradiation alpha. Ensuite avec la décroissance de l'activité, le taux de dissolution décroît avec le temps jusqu'à une valeur correspondant au seul phénomène de dissolution chimique en conditions réductrices. Celui-ci est connu dans la gamme de pH des eaux de l'argilite et continue à être étudié, ce qui conduit à préciser certaines constantes thermodynamiques pour prévoir la solubilité de l'uranium. La surface offerte à la dissolution radiolytique est un paramètre important pour l'évaluation de la fraction d'activité relâchée. Cette surface n'est pas simple à évaluer, d'autant plus qu'elle peut évoluer. Le programme PRECCI devrait permettre, au cours des prochaines années, de mieux estimer la surface du combustible. Par ailleurs, les connaissances sur les combustibles MOX (et URE) devront être améliorées pour juger de l'application des modèles.

4.1.3.3. Collaborations internationales du CEA en liaison avec PRECCI

Le projet SFS (fin en 2004) du 5^{ème} PCRD regroupe 13 organismes de recherche européens. Son objectif scientifique est centré sur la modélisation du relâchement de l'activité labile et de l'altération radiolytique du combustible. Plus précisément, il cherche à relier le taux d'altération du combustible avec l'activité alpha et à établir une discrimination entre les mécanismes radiolytiques et le contrôle chimique dans la solubilité de l'uranium. Il est piloté par le CEA. Il a déjà produit des résultats qui ne remettent pas en cause ceux rapportés ici. Toutefois il a mis en évidence qu'il n'y a pas un consensus massif sur les valeurs numériques du relâchement instantané, sur les modèles cinétiques de radiolyse et sur le modèle d'altération du combustible. Autant de points sur lesquels il faut continuer à travailler. Le projet NF-PRO du 6^{ème} PCRD, dans lequel le CEA est coordinateur, reprend les principales thé-

matiques de l'évolution et de l'altération du combustible. Cela dit, le CEA a des collaborations avec le DOE, la Suisse, le Japon et ITU sur le comportement à long terme du combustible.

4.1.3.4. Conclusions

La prévision du comportement des crayons en entreposage nécessite encore des recherches mais à l'échéance de 2006 le corpus de connaissances sur les gaines en zircaloy sera important et pour l'essentiel les connaissances pour prévoir leur évolution en entreposage seront acquises. Sur les périodes de temps envisagées pour de tels entreposages, aucun phénomène critique comme l'amorphisation complète du combustible ne semble possible. La description de l'évolution des pastilles en termes de microstructure et de composition chimique a largement progressé. La localisation des éléments dans les pastilles a été établie et les activités associées évaluées à différentes époques de la vie d'un combustible. Un MOP de relâchement d'activité suite à une rupture de gaine a été établi. La phénoménologie de la lixiviation du combustible, qui était bien documentée, notamment par les travaux réalisés à l'étranger dans le cadre des études sur le stockage direct des combustibles usés, a été très enrichie. Il apparaît que l'on ne peut pas négliger la dissolution oxydante due à la radiolyse dans les prévisions du comportement à long terme en milieu géologique globalement réducteur. Le MOP utilisé par l'Andra sur proposition du CEA pour le comportement à long terme du combustible en présence d'eau est raisonnablement conservatif.

Il reste qu'un modèle d'altération globale d'un crayon due à l'oxydation en atmosphère oxydante, le rôle des joints de grains à long terme, l'effet des phases secondaires dans la lixiviation ne seront acquis que plus tard.

4.2. ENTREPOSAGE DE LONGUE DURÉE

La gestion actuelle des déchets nucléaires est assurée sur les centres de production. Elle comprend leur traitement, leur conditionnement et la réalisation du « colis primaire ». Les colis primaires MAVL et HAVL sont placés dans des entrepôts dits industriels, situés sur les centres de production. Ces entrepôts ont été conçus et leur exploitation autorisée pour une durée de l'ordre de 50 ans. L'entreposage de longue durée (ELD), dont l'étude est inscrite dans la loi du 30/12/91, est considéré comme devant avoir d'emblée une durée d'exploitation largement supérieure, au moins séculaire. Pour un certain

nombre de raisons, tant techniques que sociétales déjà développées dans les rapports précédents de la Commission, les objectifs fixés par le CEA pour leur conception envisagent une durée d'exploitation comprise entre 100 et 300 ans.

L'ELD nécessite l'étude de trois éléments constitutifs : les colis de déchets avec leurs conteneurs spécifiques, l'installation d'entreposage (structure d'accueil des colis) et enfin le site d'implantation.

4.2.1. Conteneurs

Les recherches concernant les « colis primaires » de déchets sont traités dans la première partie de ce chapitre. Compte tenu des connaissances à leur sujet, l'Andra considère qu'ils ne sont pas stockables en l'état. L'Andra étudie de ce fait des conteneurs de stockage apportant une garantie supplémentaire pour la pérennité du confinement, en accord avec les différentes phases d'évolution d'un stockage. En particulier il existe une grande variété de colis primaires dont les conteneurs n'offrent aucune garantie de résistance à long terme (fûts pétroliers par exemple) ; par ailleurs, pour certains colis, il faut éviter tout relâchement de radionucléides pendant une période initiale.

Les conditions d'exploitation de l'ELD, avec la prise en compte de périodes possibles d'abandon, nécessitent également la mise en place de protections supplémentaires, afin d'assurer *a minima* la reprise convenables des colis entreposés. Le CEA étudie donc des conteneurs d'entreposage dans lesquels sont regroupés plusieurs colis primaires. Sur les recommandations de la Commission, il a été récemment décidé par le CEA et l'Andra que les conteneurs d'entreposage soient acceptables par l'Andra comme conteneurs de stockage (voir rapport n° 9). Cela évite ainsi des manutentions qui auraient eu lieu si ce n'avait pas été le cas : ouverture des conteneurs d'entreposage, transfert des colis primaires et la production d'un nouveau déchet : le conteneur d'entreposage.

4.2.1.1. Nature des conteneurs étudiés

Les conteneurs étudiés par le CEA sont les suivants :

- Conteneurs pour colis de déchets MAVL conditionnés (déchets B)

Ces conteneurs parallélépipédiques en béton ont été conçus par le CEA et par l'Andra ; ils ont fait l'objet de plan-guides émis en décembre 2003.

Le contenu des conteneurs est susceptible d'émettre des gaz, résultant de la décomposition radiolytique des déchets.

Des démonstrateurs technologiques de ces conteneurs seront réalisés en 2004.

- Conteneurs pour déchets MAVL (déchets B) non conditionnés

Une très faible partie des déchets MAVL pourraient n'être pas conditionnés. Ces déchets, disparates, chimiquement agressifs, pourraient être entreposés dans des colis formés d'un manchon céramique inséré dans un conteneur en acier inoxydable.

- Conteneurs pour combustibles usés

- * Conteneur pour entreposage de longue durée, contenant 7 assemblages insérés dans des étuis individuels.

La description en est donnée dans le rapport n° 9 de la Commission (§ 5.4.1).

- * Conteneur compatible ELD-Stockage.

La conception de ce conteneur est essentiellement fondée sur les contraintes liées au stockage, qui sont les plus exigeantes : capacité de 4 assemblages UOX ou d'un assemblage MOX (en étuis individuels ou nus), épaisseur suffisante pour assurer le confinement pendant au moins 10 000 ans dans un dépôt souterrain final.

Une description plus complète de ces conteneurs et des essais en cours ou prévus est donnée en annexe E au présent chapitre.

4.2.1.2. Conclusions

Les orientations prises pour harmoniser les conteneurs ELD avec ceux du stockage sont très satisfaisantes. Elles conduisent cependant à réaliser directement les démonstrateurs technologiques parallélépipédiques pour les colis de déchets MAVL sans refaire les démonstrateurs fonctionnels correspondants. Pour cela le CEA s'appuiera sur les enseignements tirés des modèles de conteneurs cylindriques déjà réalisés. Il pourra ainsi respecter le calendrier initialement prévu.

Le programme des études, des essais et tests de qualification est bien établi et doit permettre d'apporter des informations techniques suffisantes pour 2005. Elles

seront apportées par le CEA et l'Andra qui sont maintenant liées par un calendrier commun. Ceci ne signifie pas que toutes les études de fiabilité et de vieillissement seront terminées, celles-ci seront poursuivies sur des années après 2006. Les résultats obtenus devraient par contre permettre de rédiger les cahiers des charges des conteneurs d'entreposage à cette date.

Le programme d'essai de démonstrateurs technologiques de l'étui individuel pour assemblages combustibles usés et du système de fermeture du conteneur d'entreposage de longue durée (soudage du couvercle) a progressé suivant le calendrier prévu.

La prolongation de l'entreposage actuel des verres sur une longue durée nécessite essentiellement des opérations de contrôle et de maintenance. Le CSD-V occupe une place particulière puisque son entreposage industriel ne comporte pas de conteneur d'entreposage proprement dit : c'est le chemisage inox des puits qui en tient lieu. S'il était envisagé de transférer ces colis dans des ELD, il conviendrait alors de définir le cahier des charges relatif au conteneur d'entreposage des CSD-V, dont la Commission souhaiterait avoir connaissance.

Parallèlement les études menées par l'Andra sur le conteneur de stockage verre devraient être présentées à la Commission, assorties du calendrier prévu jusqu'à la rédaction de son cahier des charges.

Dans son rapport n° 9, la Commission avait demandé que le CEA mette à son programme l'étude d'entreposage ELD des colis vitrifiés avec l'option d'utilisation du conteneur de stockage « verres » de l'Andra. Un document succinct a été fourni à ce sujet mais il n'y a pas eu de présentation à la Commission.

4.2.2. Entrepôts

Comme on l'a rappelé en introduction de ce chapitre, les installations d'entreposage forment le deuxième élément constitutif de l'étude d'entreposage ELD. On examine ici l'avancement des études sur les entrepôts en surface ou en sub-surface. Les développements sur le troisième élément de l'ELD, le site d'implantation, sont également traités dans cette partie.

Par définition, l'entreposage aussi appelé « stockage temporaire » (*interim storage*) a une fonction limitée dans le temps avec un impératif de reprise à terme,

dans de bonnes conditions, des colis qui y ont été déposés. Cette dernière condition est la contrainte majeure qui fixe toutes les dispositions essentielles d'une installation d'entreposage et qui la distingue fondamentalement d'un stockage notamment au-delà de la période de réversibilité.

Deux stratégies sont envisageables pour la longue durée et sont exposées ci-après, le concept initial d'un entrepôt de longue durée tel que demandé par la loi et la reconduction d'entrepôts industriels conçus pour des périodes plus courtes. Dans les deux cas la durée de vie des installations dépend de la maintenance à assurer. C'est un point capital et le débat porte sur la durée de sûreté passive en cas d'abandon temporaire et sur l'économie.

4.2.2.1. ELD pour colis de déchets MAVL

Un conteneurage en béton des colis primaires est apparu optimum parmi les solutions techniques d'entreposage passives et robustes. Il évite de filtrer et de traiter l'atmosphère des entrepôts, comme on le fait usuellement. Inversement les conditions régnant dans l'entrepôt doivent assurer la durabilité du béton du conteneur, et, par la même occasion, celle des bétons de structure.

Le problème des dégagements gazeux des colis a été traité précédemment. L'installation d'entreposage doit maintenir une humidité relative inférieure à 80 % en moyenne sur l'année, pour assurer une diffusion suffisante de l'hydrogène au travers du conteneur (limite de 2 % de teneur en H₂ au maximum dans le conteneur). La température des conteneurs ne doit pas dépasser 80°C, ce qui est peu contraignant. De même l'humidité relative moyenne sur un an du site d'entreposage devra être inférieure à 80 %. Bien qu'également peu contraignant, ce critère peut « influencer » sur le choix géographique d'implantation.

La ventilation de l'entrepôt est une fonction déterminante vis-à-vis de la maintenance. Si l'entrepôt est en surface, la ventilation naturelle passive est la variante retenue. En revanche dans le cas du concept d'entreposage en sub-surface, une ventilation forcée doit être retenue, ce qui limite à quelques mois le délai d'intervention en cas de perte de ventilation.

Si l'on se reporte au rapport précédent de la Commission, on constate que le choix des conteneurs en béton supprime de nombreux problèmes, notamment la nécessité d'être en air sec pour éviter la corrosion

des conteneurs métalliques. Il a cependant une incidence économique significative puisque l'emprise de l'entrepôt est presque doublée.

Le programme d'études à venir portera sur les modifications apportées par la nouvelle géométrie parallélépipédique des conteneurs communs ELD/Stockage. Un programme soutenu portera sur l'évolution de la carbonatation du béton qui est le mode de dégradation le plus redouté.

Les problèmes liés à la durabilité du génie civil ne sont pas repris ici, rappelons qu'ils s'échelonnaient de 100 ans à 150 ans pour les structures en béton.

4.2.2.2. Entrepôts pour colis thermiques

La présentation faite à la Commission des études menées en 2003 a porté sur l'adaptation des études présentées l'an dernier pour l'ELD, d'une part des combustibles usés UOX aux combustibles MOX C3 à 47,5 GWJ/t refroidis 5 ans, et, d'autre part, aux colis type définis par le MID en sortie de vitrification (type C2 à taux de combustion élevés). Les cas étudiés sont les mêmes que pour les UOX, entrepôts de surface et de sub-surface, ainsi que les impératifs de dimensionnement thermique. Il ressort de ces études que, pour le combustible usé, la température de la gaine ne doit pas dépasser 380 °C, le cœur du colis de verre doit être inférieur à 500 °C, le béton doit rester à moins de 80 °C et le taux d'humidité relative être inférieur à 40 %.

Les phénomènes thermiques sont importants pour l'ELD. A cet égard, le CECER de Marcoule (voir paragraphe 4.2.2.3) dispose de moyens expérimentaux pour une validation des modèles numériques. Un code commercial est utilisé pour la résolution des équations de la mécanique des fluides incompressibles en situation non isotherme avec modèles de turbulence. Les études sont en cours mais les simulations sont longues et difficiles.

La Commission avait souligné dans son rapport n° 9 la durabilité limitée annoncée pour le béton armé (100 à 120 ans) plus contraignante que celle due à la nécessité du maintien d'un régime de corrosion sèche pour les colis conteneurés ou non.

4.2.2.2.1. Cas des colis de MOX

L'équivalence thermique des CU retenue est la suivante : un conteneur de 4 MOX pour un conteneur de 7 UOX. Le conteneur d'entreposage étudié est

le conteneur en fonte présenté ci-avant pour quatre étuis individuels de MOX. La décroissance radioactive plus lente du MOX, pénalisante par ailleurs, est ici un paramètre favorable pour le maintien d'une atmosphère de corrosion sèche (150 ans en sub-surface et 300 ans en surface).

L'entrepôt en **sub-surface** présenté par le CEA a une capacité de 4 800 tML et comporte deux modules indépendants de six galeries avec 120 puits par galerie et 2 conteneurs par puits. Le refroidissement axial nécessite une cheminée d'une hauteur de 100 m. Les seuils thermiques sont respectés. En moyenne le régime de corrosion sèche est maintenu sur 150 ans.

L'entrepôt en **surface** pour la même capacité de 4 800 tML comporte 7 casemates de 232 conteneurs par fosse. Le refroidissement est transverse et la hauteur de cheminée n'est que de 40 m. Une protection du béton par calorifuge ou par postiches en périphérie de salle est nécessaire pour pallier la différence de hauteur de tirage par rapport au cas de l'entreposage en sub-surface. Dans ces conditions le régime de corrosion sèche peut être maintenu sur 300 ans.

4.2.2.2.2. Cas des colis de verre

L'entrepôt en sub-surface a une capacité de 4 800 m³ et comporte quatre modules de six galeries. Chaque galerie contient 100 puits avec deux conteneurs inox CSD-V par puits. L'aéraulique est améliorée par le dimensionnement de l'espace annulaire (entre 8 et 10 cm) ce qui permet d'optimiser la convection et de diminuer les pertes de charge entre entrée et sortie. Les seuils thermiques sont respectés et, en moyenne, le régime de corrosion sèche est maintenu sur 100 ans. Il faut toutefois noter une hétérogénéité des débits dans les puits d'une même galerie ce qui conduit à un gradient de température ; la température est maximale sur les premiers puits et minimale sur les derniers pour lesquels les risques de corrosion se trouvent ainsi accrus. Si ce risque apparaissait excessif, des améliorations seraient envisageables par ajustage des pertes de charge.

L'entrepôt en surface des colis de verre s'inspire de l'installation EEV/SE de La Hague ainsi que de HABOG au Pays-Bas. L'adaptation est faite pour un ELD par augmentation de la puissance volumique qui doit être plus importante. En effet, il s'agit de maintenir le régime de corrosion sèche le plus longtemps possible alors que la puissance thermique des déchets vitrifiés décroît plus vite que celle des CU et qu'en

conséquence, le maintien d'une humidité relative faible au niveau de la paroi du conteneur est plus difficile à assurer au cours du temps. Une solution a été recherchée par l'amélioration du refroidissement de l'entreposage tout en augmentant le flux thermique à la surface des conteneurs. On peut ainsi retarder le passage au régime de corrosion atmosphérique. Les puits, plus compacts, contiennent 18 colis CSD-V répartis en six niveaux de trois colis.

Un système de fermeture des puits du même principe que celui des conteneurs est accessible pour démontage par le hall de chargement. Une difficulté reste à résoudre au plan thermique car les températures à cœur sont trop élevées les cinq premières années. Le régime de corrosion sèche est maintenu sur 150 ans.

On a supposé dans ce qui précède que la durabilité du dépôt était limitée par la fin du maintien du régime de corrosion sèche, ce qui sous-entend qu'en régime de corrosion atmosphérique débute la corrosion des conteneurs en fonte pour le CU ou des chemisages des puits pour les colis de verre. Il serait intéressant de connaître le cahier des charges de réception pour les conteneurs compatibles avec le stockage de CU d'une part, et d'autre part, quel est le niveau de corrosion des conteneurs de verre tant qu'il n'y a pas percement des chemisages inox des puits.

Dans la stratégie où la continuité entre ELD et stockage est assurée par le CU dans son étui, le problème est très différent puisque le conteneur en fonte a une durée de vie très longue et devient un déchet à terme. Un examen détaillé devrait être fait des solutions palliatives qui pourraient être apportées à la durabilité des bétons armés du génie civil qui est annoncée aujourd'hui pour une centaine d'années seulement.

À cet égard on voit que le problème général lié à la durabilité du génie civil est un point commun à tous les entrepôts. La durabilité limitée annoncée pour le béton armé de 100 à 120 ans est plus contraignante que celle imposée par la nécessité du maintien d'un régime de corrosion sèche pour les colis primaires ou en conteneur. L'amélioration des connaissances sur le comportement dans le temps du béton armé est une nécessité pour tous les ouvrages d'entreposage.

4.2.2.3. CECER - Moyens d'études et d'essais

La Commission a visité les équipements existants du CECER en novembre 2003. Un rapport suc-

cinct de cette visite figure en annexe F au présent chapitre. La Commission note que le CECER répondra aux besoins d'illustration et d'information qu'elle avait signalés dans son rapport n° 8.

4.2.2.4. Potentialité des entrepôts industriels à la longue durée

Une présentation a déjà été faite à la Commission sur ce thème, en 2000, pour les entrepôts de colis vitrifiés du type EEV/SE de La Hague. Cette année, Cogéma et CEA ont présenté le cas de l'entreposage industriel des colis CSD-C (coques compactées, déchets MAVL) entreposés à La Hague dans l'installation ECC. Rappelons que le colis CSD-C est un colis en acier inox 316 L de masse de 700 kg et d'une puissance thermique initiale de 44 W mais la puissance thermique du colis n'est plus que de 1,2 W à 100 ans et 0,4 W à 300 ans. L'entreposage de coques compactées (ECC) est conçu pour entreposer 24 000 colis CSD-C pour une durée de 50 ans. La sûreté nucléaire de l'installation repose sur trois fonctions principales : une ventilation contrôlée qui assure notamment le maintien de l'atmosphère en conditions de corrosion sèche et l'évacuation de la puissance thermique, un ouvrage de génie civil formant la deuxième barrière de confinement et assurant une géométrie sous-critique et, enfin, une possibilité de ventilation naturelle des alvéoles en cas de défaillance de la première.

L'aptitude à un entreposage de longue durée de l'ECC a été examinée sous les angles de l'infrastructure, du colis et de la ventilation. Par sa conception et sur la base du retour d'expérience actuel, l'infrastructure est estimée pouvoir durer 100 ans et le colis CSD-C, maintenu en atmosphère de corrosion sèche, ne devrait pas présenter de corrosion significative après cette longue période de temps. Des dispositions de maintenance sont continuellement prises en exploitation dans le cadre d'un programme d'inspection et surveillance du génie civil. De plus un programme de surveillance des colis est prévu : huit colis témoins inactifs sont entreposés au milieu des colis actifs, pour examens échelonnés dans le temps, et, parallèlement, un contrôle visuel et par ultrasons est prévu avec une périodicité de 10 ans. La durabilité de l'entreposage repose donc sur la durabilité de la ventilation. À la conception, le choix des matériaux et des équipements a été fait dans un souci de simplicité, avec redondance des appareils sensibles (ventilateurs). En exploitation, une maintenance aisée est prévue pour les ventilateurs situés en zones très accessibles.

Ainsi en conditions normales de fonctionnement, la durée prévisionnelle d'exploitation avec maintien de l'intégrité des colis peut être raisonnablement estimée à 100 ans environ. Pour une durée supérieure, le problème est le même que pour les projets d'ELD, il faut acquérir des connaissances nouvelles sur la durabilité des bétons du génie civil. La perte de la maintenance n'est examinée qu'au-delà de 100 ans, le contrôle « industriel » étant supposé assuré jusqu'à ce terme.

Le cas présenté par Cogéma et CEA des CSD-C est un cas favorable car la puissance décroît très vite et la puissance résiduelle à 100 ans est par suite très faible. Les problèmes de radiolyse et d'échauffement du béton sont peu importants. Le seul risque à craindre serait une corrosion localisée sur les colis sans que leur tenue mécanique soit remise en cause.

4.2.2.5. Stratégie de longue durée fondée sur des entreposages industriels

A partir de l'exemple de l'ECC et de celui des entrepôts de verres EEV/SE, une stratégie d'entreposage de longue durée par succession d'entrepôts industriels est envisageable. Elle a été analysée et présentée par Cogéma. Le problème majeur qui apparaît est celui du génie civil. Les parades proposées contre les dégradations des divers éléments constitutifs de l'entrepôt et des colis sont le suivi, les inspections et la maintenance, en soulignant que les délais d'intervention sont longs (environ 10 ans). Les entrepôts industriels des prochaines générations peuvent bénéficier des études faites pour l'ELD et cela conforte les prévisions de tenue dans le temps.

Le problème majeur, commun aux deux stratégies, est clairement celui de la tenue du béton du génie civil. S'il s'avère que dans les deux cas, ELD direct et ELD par reconduction d'entreposages industriels, un suivi et une maintenance du génie civil lourds sont nécessaires, on risque de se trouver devant les mêmes problèmes pour assurer leur durabilité. La tenue du génie civil est le point fondamental à éclaircir. Ensuite le choix stratégique entre les deux voies pourra être fait sur des critères économiques entre les entrepôts de longue durée de surface et des successions d'entrepôts industriels. La comparaison ne se pose pas dans les mêmes termes pour les ELD directs en sub-surface qui apportent une protection physique contre les accidents, les agressions aériennes ou terroristes. De plus, pour ces entrepôts, des avantages supplémentaires pourraient être

apporté par l'environnement géologique. A cet égard il convient donc d'examiner les interactions des matériaux géologiques du site avec le génie civil. Ces études devraient faire l'objet d'une présentation à la Commission.

4.2.2.6. Etudes de sites pour l'ELD

En l'absence d'un programme de recherche de sites réels, les études de sites des ELD sont menées selon le concept de « sites génériques » permettant de dimensionner des ouvrages et de faire une première analyse de sûreté. La démarche proposée comporte l'établissement des paramètres ou éléments factuels définissant les caractéristiques d'un site et nécessaires au dimensionnement de l'installation. Il comporte également la définition de critères permettant de sélectionner ou d'exclure un site ou d'évaluer le caractère favorable du site.

Selon les études du CEA, des conditions favorables pour un entreposage peuvent être trouvées sans difficultés sur le territoire national. Cette étude n'est que sommaire et préliminaire en l'absence d'investigations sur le terrain.

4.2.2.7. Conclusions

Les résultats présentés cette année à la Commission apportent des éléments de réflexion ou des confirmations sur quelques points essentiels.

Tout d'abord, pour l'entreposage des déchets MAVL, le choix qui a été fait de placer tous les colis primaires dans des conteneurs en béton modifie totalement le problème de la durabilité des colis entreposés. Il n'est plus nécessaire de traiter ni de filtrer l'air de ventilation. La seule condition à respecter est un maintien du taux d'humidité relative inférieure à 80 % ce qui est peu contraignant. En surface le renouvellement d'air est limité (un renouvellement par an) pour assurer la sécurité vis-à-vis de l'hydrogène de radiolyse diffusant au travers des parois des conteneurs (à l'intérieur de l'entrepôt, le taux d'hydrogène dans l'air doit demeurer inférieur à 4 %). En sub-surface, et en l'absence de données propres à un site, la ventilation forcée est considérée comme nécessaire. Des études sont encore à mener sur la durabilité des conteneurs en béton. Le problème majeur en suspens, comme pour tous les types d'entreposage, est la durabilité des bétons armés de génie civil.

Pour les déchets thermiques la situation est plus complexe. Une atmosphère assurant un régime de corrosion sèche est nécessaire en raison des

problèmes de corrosion liés à la nature métallique des colis et des conteneurs.

Sous réserve d'une surveillance et d'une maintenance continue, la durabilité séculaire d'un ELD est acquise et pourrait être extrapolée à 300 ans mais à un coût non estimé. En effet, aujourd'hui les durabilités assurées des divers éléments constitutifs des entrepôts envisagés se situent dans une fourchette de 100 à 150 ans. L'ampleur des travaux d'entretien, notamment de l'infrastructure, ne sont ni explicités ni évalués.

Dans cet esprit la présentation faite par Cogéma de la stratégie d'une succession d'entrepôts industriels, qui bénéficie d'un retour d'expérience important, doit être considérée. Elle est à l'évidence fondée sur la surveillance et l'entretien permanent et ce pour une durabilité extrapolée raisonnablement jusqu'à 100 ans environ. La durabilité des bétons de génie civil présente aujourd'hui, au-delà du siècle, la même incertitude dans les deux cas (succession d'entrepôts industriels ou ELD direct).

Pour les installations de surface, le choix sera, pour une large part, économique car la sûreté passive, considérée par tranches de 100 ans ne présente pas

les mêmes coûts que lorsqu'elle est appréhendée immédiatement pour 300 ans. Ces deux options comportent des incidences socio-politiques de poids inégal (répartition de la charge d'entreposage entre plusieurs générations).

Les termes de comparaison sont différents pour les entrepôts en subsurface qui apportent une sécurité physique supplémentaire vis-à-vis des risques d'agression. Les études sur l'entrepôt de sub-surface souffrent de ne pas avoir porté sur des sites réels, ce qui a empêché que se dégage une problématique concrète. De nombreux problèmes importants d'ingénierie – rôle de l'eau et contraintes thermiques dans le massif, scénarios d'interruption de la ventilation, maintenance... – n'ont fait l'objet que d'études très préliminaires. La Commission estime toutefois qu'il n'existe *a priori* aucun obstacle de principe quant à la faisabilité scientifique et technique d'un entrepôt souterrain mais que le choix du site sera important.

Globalement, on peut considérer qu'une clarification importante a été faite sur les problèmes posés par les entrepôts de longue durée. L'inventaire des problèmes majeurs qui restent encore à étudier a été établi.

Annexe A au chapitre 4

Installations de mesure d'activité des colis de déchets

Les installations de mesure d'activité des colis de déchets réalisées par le CEA permettent soit de tomographier les colis par atténuation du rayonnement gamma d'une source externe de Co60 (Installation Transec, source de 550 GBq) ou d'un accélérateur linéaire (installation Excaliburhe) ou par mesure directe de l'activité gamma provenant des colis (installation Temisec) soit de les tomographier par interrogation neutronique externe (installations Prométhée et Symetric) ou par la mesure des neutrons et gamma émis spontanément par les colis (installation Symetric).

Transec (colis de 220 litres) et Excaliburhe (colis jusqu'au colis ciment de 7,5 tonnes) sont complémentaires, le second ayant de meilleures performances en raison de l'utilisation de photons très énergiques, entre 9 et 18 MeV (facteur d'atténuation : 10^5), contre 1,3 MeV (facteur d'atténuation : 10^3). Temisec (colis de 220 litres) donne des images et l'activité gamma localisée (Co60, Eu152, Cs137) des colis bitumes ou des colis de déchets technologiques. Prométhée peut détecter couramment, selon les matrices de 0,03 à 1 mg de Pu dans un colis de 120 litres. Les neutrons pulsés de 14 MeV (jusqu'à $2,4 \cdot 10^9$ neutrons/seconde) sont ralentis, provoquent des fissions et les neutrons prompts rapides de fission sont mesurés ce qui donne la quantité de matière fissile. Il faut connaître la

composition isotopique du Pu pour déduire l'activité alpha. Symetric est destiné au tri des colis de 220 litres en continu (temps de mesure pré-réglé pour maintenir une cadence donnée). Il mesure comme Prométhée les neutrons prompts de fission (mesure active Pu239 et U235) mais aussi les neutrons retardés et ceux émis spontanément (mesure passive, Pu240) et les émetteurs gamma (U238, Th232, Am241, Cs137 et 134, Co60, Eu154). Les limites de détection sont de 0,05 g de Pu239 et environ 10 fois moins pour U235, autour de 0,1 g pour Pu240. Pour des colis très actifs en Cs137 on peut détecter 2 GBq de Am241 et de très faible activité des autres émetteurs gamma précités. Toutes ces installations permettent et permettront de caractériser les colis MAVL et notamment sur lesquels des doutes planent pour savoir s'il faut les envoyer en stockage géologique. Les colis récents comme le CSD-C bénéficient de mesures faites sur les chaînes de production.

Enfin le CEA dispose de la Cellule Alceste qui permet des caractérisations intrusives dans des colis HAVL de volume jusqu'à 2 m³, de poids jusqu'à 10 tonnes et d'activité jusqu'à 7 500 Curie ou de débit de dose jusqu'à 10 Gray/heure. Elle permet des caractérisations chimiques et physiques diverses.

Annexe B au chapitre 4

Modélisation du comportement à long terme des colis de déchets bitumés

La poursuite des recherches a conduit à confirmer les mécanismes de dégradation par l'eau de la matrice bitume (60 % de bitume et 40 % de sels plus ou moins solubles renfermant les éléments). Un grand nombre d'échantillons de différentes origines (STE3, STE2, STEL de Marcoule) ont été étudiés. L'eau diffuse dans le bitume, atteint les grains de sels (lesquels contiennent les radionucléides) qui s'hydratent puis se solubilisent, créant des vésicules de solutions saturées. La diffusion de l'eau est accélérée par le gradient d'activité chimique de l'eau entre l'eau pure et celle des solutions dans les vésicules. Il se forme une zone altérée d'autant plus perméable aux sels qu'elle est près de la surface. La zone altérée est bien caractérisée (MEB, porosité) et les coefficients de diffusion de l'eau et des sels y ont été mesurés. Par exemple celui de l'eau est 10 fois supérieur à celui des sels et, par rapport au bitume seul, l'eau diffuse 100 fois plus vite alors que pour les sels le facteur est de 1 000. Comme il s'agit au total de phénomènes de diffusion tant de l'eau que des éléments, le relâchement de ceux-ci dépend du temps à la racine carrée. Le modèle scientifique d'évolution de la matrice et de relâchement des solutés (donc des radionucléides), non contraint par la pression, dépend de 4 paramètres propres à l'enrobé et de 3 paramètres propres aux solutions (eau de lixiviation et solutions). Les phénomènes restent les mêmes pour une gamme assez large de teneur en sels, mais le comportement des enrobés à fortes teneurs reste néanmoins à étudier. Le MOP 2003 COLONBO du CEA est fondé sur ces paramètres. Il utilise un code de résolution des équations du modèle scientifique et prédit une durée de vie des colis de l'ordre de la

dizaine de milliers d'années, temps sur lequel s'étale le relâchement des éléments. En fait l'augmentation de volume de la matrice peut atteindre 80 % et le CEA étudie un modèle d'évolution et de relâchement sous contrainte de pression.

À pH égal à 13,5 (présence d'eau équilibrée avec du béton) les phénomènes d'altération évolueraient proportionnellement au temps, et non plus à sa racine carrée. Des expériences sont en cours pour lever ces interrogations et en comprendre la raison.

L'application du MOP bitume dépend néanmoins des colis. La connaissance des bitumes industriels utilisés depuis le début de la production des colis est selon l'Andra satisfaisante. En dépit des changements de provenance, l'aromaticité et la teneur en polycycliques des bitumes mis en œuvre ont été à peu près constantes. Les informations sur les colis de boues bitumées produits à partir de 1995, en « qualité surveillée », sont disponibles. Elles le sont moins pour les colis antérieurs. L'enquête de l'Andra et de la Cogéma pour connaître les caractéristiques de tous les colis se poursuit. Par ailleurs les conditions d'entreposage de ces colis dans les installations Cogéma de Marcoule (température, humidité relative de l'atmosphère des installations) sont incertaines, ou du moins elles ont pu varier dans le temps. L'Andra a signalé qu'il est possible d'exclure le risque de sédimentation de sels tant que la température des colis demeure inférieure à 30°C, limite de validité du MOP 2003. Les conséquences d'une élévation de température n'ont pas été évaluées.

Annexe C au chapitre 4

Modélisation du comportement à long terme des colis de déchets vitrifiés

1. Etat des connaissances acquises par le CEA

Le rapport n° 9 a déjà traité du MOP fourni par le CEA à l'Andra pour l'estimation des durées de vie de la matrice R7T7 (et d'autres verres) et des colis correspondants en situation de stockage géologique dans l'argile. Le modèle scientifique de l'altération du verre reproduit au mieux les observations expérimentales très nombreuses et très variées cumulées depuis 20 ans (milliers de points expérimentaux) et encore en cours d'acquisition. Il distingue trois phases successives d'altération. La première est caractérisée par une vitesse d'altération du verre (V_0) lorsque la silice qui se dissout est évacuée loin de la surface du verre. La deuxième phase, dite $V(t)$, correspond à la diminution de cette vitesse avec le temps en raison de la formation d'un gel en surface protecteur qui empêche la silice de diffuser loin de la surface. La troisième phase est caractérisée par une vitesse résiduelle V_r persistante, égale à la valeur expérimentale limite de $V(t)$ lorsque le gel s'est densifié et que la surface du verre s'est elle-même modifiée par enrichissement en silice. Les paramètres phénoménologiques qui caractérisent ces vitesses varient avec les conditions dans lesquelles se trouve placé le verre (pH, T, concentration en silicium des solutions lixiviantes et volume, surface lixiviée) et ne sont donc valables que pour des conditions de lixiviation bien définies. La vitesse de dissolution du verre peut être mise en équations et il existe des codes de calcul (différentes versions du code Prediver par exemple) qui permettent de simuler la disparition d'un bloc de verre en fonction du temps, si on se fixe des valeurs initiales des paramètres, des conditions initiales d'environnement et un scénario d'évolution du stockage. À partir de l'état initial, on calcule par exemple la quantité de verre corrodée pendant un pas de temps donné. Cela conduit à une nouvelle situation (pH de l'eau, concentration du silicium dans l'eau, surface du bloc de verre, etc.). On recommence le calcul avec les nouvelles valeurs des paramètres et ainsi de suite jusqu'à la disparition du bloc de verre.

La teneur en silicium de l'eau au contact du verre est un facteur primordial. C'est pourquoi il faut bien définir l'environnement immédiat du bloc. En situation de stockage c'est le conteneur métallique qui est le plus proche du verre. Il sera corrodé avant l'arrivée de l'eau sur le verre ou en même temps. Les produits de corrosion sont un piège pour les espèces de silicium. Aussi, avant que tous leurs sites de sorption soient saturés, l'altération du verre a lieu selon le mode cinétique V_0 puisqu'il n'y a pas de silicium en solution. Ensuite il y a saturation en silice de l'eau au contact du verre, formation du gel avec passage en régime $V(t)$ puis finalement en régime V_r . Les calculs conduits dans différentes conditions réalistes de stockage montrent que le poids de la corrosion due au régime $V(t)$ est faible devant le poids de la corrosion pendant les régimes V_0 et

V_r . On peut dès lors ne considérer que deux régimes de lixiviation V_0 et V_r . Cela simplifie beaucoup le MOP verre qui finalement est surtout sous la dépendance d'une lixiviation en régime V_r . Pour simplifier encore, on choisit la vitesse V_r constante. Toute la phénoménologie compliquée liée à la formation du gel n'est pas ignorée, mais elle n'intervient qu'au deuxième ordre dans le MOP. Cela est une conséquence de l'extrême stabilité du verre nucléaire vis-à-vis de l'eau, en accord avec l'examen récent de verres archéologiques âgés de 1 800 ans pour lesquels l'altération par l'eau de mer est de quelques centaines de micromètres. Un autre paramètre important est la surface du verre soumise à lixiviation. Pour tenir compte de fractures, la surface géométrique du verre est multipliée à tout instant par 5 ou 40 selon le régime, V_0 ou V_r .

Les valeurs de V_0 sont bien connues (par exemple 250 micromètres/an à 100 °C, mais seulement 8 à 50 °C et 0,2 à 25 °C). Celles de V_r demandent encore à être confirmées par des expériences et à cet égard un plan d'expérience a été défini pour obtenir des valeurs entre 30 et 180°C et entre pH 7 et pH 11,5. Les nouvelles expériences ont été mises en route début 2003 et des résultats sont attendus dès la fin de 2004. Les expériences commencées dès 1997 sont évidemment suivies. Les valeurs utilisées aujourd'hui dans les calculs sont par exemple $V_r = 1,3$ à $1,7 \cdot 10^{-4}$ g.m⁻².j⁻¹ soit 0,04 micromètres/an à 90 °C (récents travaux français et suisses). A 50 °C (température atteinte après environ un millier d'années pour un colis de verre) V_r serait réduite d'un facteur 6. On sait que les valeurs de V_r ne dépendent pas du rapport surface/volume S/V contrairement à celles de $V(t)$. Les approches étrangères sont fondées sur la même phénoménologie avec des valeurs de V_r proches.

Les valeurs de K_d de la silice sur les produits de corrosion qui contrôlent la durée de la phase temporelle en régime V_0 doivent impérativement être complétées (le conseil scientifique du programme VESTALE s'est prononcé en ce sens) sur des produits réels. Les valeurs utilisées aujourd'hui sont celles pour Fe₃O₄ et FeOOH obtenu par corrosion forcée d'acier. La lixiviation en présence de ces oxydes conduit bien aux valeurs de V_0 . A cet égard les études sur le dimensionnement des sur-conteneurs des colis primaires de verre devraient inclure des recherches portant sur les interactions entre produits de corrosion et silice.

Des applications du MOP verre R7T7 ont été présentées dans le détail à la Commission (cas d'un alvéole de stockage de 8 colis de verre) en explicitant les valeurs des paramètres et les hypothèses retenues, par exemple que les produits de corrosion évitent un contact direct entre verre et argile auquel cas l'argile de proximité a une influence

négligeable. En effet la formation du gel a bien lieu lorsqu'une barrière diffusive, même faible, existe entre le verre et l'argile. Ces calculs sont nouveaux et différents de ceux présentés l'an dernier et utilisés dans le dossier « 2001 argile » de l'Andra. L'application à d'autres verres utilisés industriellement est en cours. Le CEA et l'Andra utiliseront les deux modèles MOP, dits « V_0S » et « V_rS » dans les situations appropriées selon les scénarios de stockage.

Le conseil scientifique de VESTALE s'est réuni en mai 2003. Il a approuvé les derniers développements du MOP et a fixé le programme 2004 -2007, centré sur l'étude de V_r et l'approfondissement d'autres questions répertoriées (taux de fracturation, analogues naturels et archéologiques, approche optimisée des paramètres de lixiviation, calcul de sensibilité, expériences intégrales de lixiviation).

La Commission a reçu du CEA le « *Rapport opérationnel verre 2003* » (document DIEC/2003/01). Ce rapport est daté d'octobre 2003. Il est d'une grande clarté et présente les hypothèses utilisées dans le modèle scientifique, les choix des phénomènes retenus dans les MOP et les valeurs des paramètres des MOP. Dans chaque cas les justifications sont données avec une appréciation sur le niveau de connaissance et les limites des domaines. Toutes les informations qu'il contient ont déjà été rapportées par la Commission. Ce rapport formera avec le « dossier de référence phénoménologique » (version à paraître) le « dossier de synthèse des connaissances de 2003 sur le comportement à long terme du colis de déchet verre ».

La Commission a recueilli l'avis de Cogéma, qui a suivi et suit de très près les travaux du CEA sur les verres et qui est au cœur de l'organisation de la coordination entre producteurs de déchets Andra et CEA. Cogéma considère que le dossier verre doit être solide pour 2006 tant au niveau national qu'international et qu'il ne sera pas clos, car quel que soit l'issue du débat de 2006, un stockage ne serait pas possible avant 2020 et cela laisse le temps pour des expériences complémentaires. L'optimisation des MOP demande encore du travail et sera pour plus tard.

Il reste à étudier un MOP prenant en compte la rétention des éléments dans le gel et d'une façon générale à poursuivre une modélisation de la lixiviation du verre tenant compte de son environnement. À cet égard, il faut noter les efforts du CEA pour coupler des approches de modélisation *ab initio* (limitées) et des modélisations phénoménologiques.

Enfin au cours de la réunion annuelle d'octobre 2003 concernant les contrats européens Glastab, Coralus, Glamor un point a été fait sur les résultats des expériences en cours (voir ci-dessous) et sur les réflexions au sein des chercheurs impliqués dans les projets, qui sont en accord avec ce qui vient d'être dit.

2. Programmes européens

Ils sont destinés à améliorer les connaissances sur le comportement des verres nucléaires et à confronter les résultats

des expériences. Le projet Glastab (terminé fin 2003) était centré sur la formation du gel, sur l'interaction du verre avec les argiles ou les produits de corrosion de métaux et sur la rétention de différents radionucléides dans les produits d'altération. Il a confirmé les différences d'approches des modèles de chute de vitesse d'altération et a confirmé que les actinides sont retenus dans le gel du verre et ont ainsi une « solubilité » inférieure à celle des composés attendus sur la base de considérations thermodynamiques. Le projet Glamor (qui prend fin en octobre 2004) a été justement lancé pour chercher un consensus au niveau européen sur les approches de modélisation de la chute de vitesse et pour évaluer les incertitudes d'un modèle par rapport à un autre. Le projet Coralus II (prolongé jusqu'en mars 2005) doit valider les prédictions de comportement à long terme réalisées dans le cadre du projet Glastab. Pour cela la cinétique d'altération, le relâchement et la migration des radionucléides sont étudiés *in situ* à Mol en Belgique, dans des conditions aussi réalistes que possible (échantillons de verres radioactifs, argile à forte pression de gonflement, irradiation gamma, effet de la température, etc.). Mais il ne comporte pas d'expériences en présence de produits de corrosion, qui auront lieu dans le cadre du projet NF-PRO du 6^{ème} PCRD (voir chapitre 5). Lorsque ce programme a été lancé, ce point n'était pas une question prioritaire.

3. Conclusion

En résumé des nombreuses discussions que la Commission a eues au cours de 2003-2004 et des documents examinés, en ce qui concerne les déchets vitrifiés, la Commission retient que la traduction en MOP des connaissances acquises à ce jour et réunies dans le « *Dossier opérationnel 2003* » est correcte. La signification de l'expression « Modèle $V(t)$ » est désormais différente de celle qu'elle avait il y a deux ans et même encore en mars 2003 lors de la dernière audition du CEA sur les verres (voir rapport n° 9). En effet ce modèle se réduit maintenant essentiellement à deux régimes d'altération V_0 et V_r . Le temps pendant lequel se forme, par des mécanismes compliqués, un gel protecteur de l'altération du verre est court au regard du temps devant lequel se poursuit la ruine du verre, en conditions de stockage. Celle-ci est due à une lente diffusion de l'eau dans le verre et du silicium dans le gel, conduisant au régime V_r . Certes il convient encore en ce qui concerne le verre R7T7 et les autres verres de mieux asseoir les valeurs caractérisant V_r et la sorption de la silice par les produits de corrosion des conteneurs (contrôlant la durée de la phase V_0) mais comme la Commission l'a dit dans son rapport n° 9 les MOP applicables au verre R7T7 « *permettent des prévisions raisonnables sur son devenir [le verre] à long terme en situation de stockage* ».

La Commission tient à souligner que le fait de disposer de MOP ne doit pas ralentir les recherches sur les mécanismes fondamentaux de l'altération du verre. Le modèle scientifique actuel est un modèle phénoménologique dont les paramètres dépendent de chaque type de verre et des conditions environnementales. Ce modèle ne prend pas en compte l'existence éventuelle de mécanismes qui conduiraient, à l'échelle d'un colis, à des progressions non uniformes du front d'altération.

Annexe D au chapitre 4

Analyse du rapport technique

CEA DEN/DDIN/RT-DPRGD/2003/1

« Programme d'étude pour démontrer la faisabilité techniques des nouvelles matrices de conditionnement »

Ce document présente les recherches à conduire pour le conditionnement de Cs, I, Tc Am, Cm et Np dans des matrices nouvelles visant à aboutir en 2005 à un ensemble cohérent de connaissances sur les matrices et leur procédé d'élaboration. Il couvre pour l'essentiel la période 2002-2006, 2002 car certaines recherches sont déjà en cours et 2006 (voire plus) et parce que certaines expériences sont, par conception, assez longues pour aboutir (auto irradiation et/ou lixiviation). La priorité est donnée aux recherches sur I, Cs et Tc, puis ensuite à celles sur les actinides. La faisabilité technique porte sur : la céramique apatite vanado-plombeuse pour I, la céramique hollandite pour Cs, une matrice pour Tc (alliage Nb-Tc ou Tc métallique ou oxyde), la céramique zirconolite et le composite céramique monazite/brabantite (M/B) pour les actinides. Le programme comporte quatre points forts : performances de confinement sous auto-irradiation (matériaux dopés avec des émetteurs alpha Pu239*, Pu238, Cm244 dans Atalante) et sous irradiation externe (électrons, particules alpha et ions lourds), sensibilité aux impuretés de la séparation poussée (et de poisons neutroniques), transposition des procédés d'élaboration à une échelle industrielle, comportement vis-à-vis de l'eau, y compris dans un environnement argileux.

Au sein de ce programme, le projet MATCO (MATrices de COnditionnement) doit apporter les principaux résultats d'ici fin 2004 sur le conditionnement de Cs, de I, de Tc métallique et des actinides (surtout Pu) dans la zirconolite. La fin des résultats est pour fin 2005 (à la restriction de ceux d'expériences engagées pour plusieurs années comme indiqué ci-dessus). Il faudra attendre fin 2006 pour les résultats complets. Les expériences sur le composite M/B ne se termineront que fin 2007.

Ces choix écartent des priorités, pour ce qui concernent les expériences d'auto irradiation, les céramiques PDT et britholite pour l'immobilisation des actinides. Pour autant il est indiqué que ces matrices sont en réserve de la zirconolite et du composite M/B. Ils écartent de même la céramique rhabdophane (Cs) et la vitrocéramique zirconolite. Comme les recherches sur le PDT continuent en dehors d'Atalante, le cas de la faisabilité technique du PDT est traité à part, ci-dessous. Il est toutefois indiqué dans le document du CEA que, selon les ressources disponibles,

toutes les matrices dont la faisabilité scientifique est prouvée feront l'objet des mêmes recherches que les matrices sélectionnées pour montrer la faisabilité technique. Les planifications des recherches sont effectivement définies, mais quelques rubriques sont indiquées en attente : par exemple dopage en Pu239, en Pu238 et en Am241 et procédé céramique pour la britholite, quasiment toutes les rubriques pour la rhabdophane, dopage en Pu238 et études de sensibilité pour la vitrocéramique zirconolite.

Dans chaque cas le document présente une analyse détaillée des expériences projetées (certaines sont en fait déjà réalisées) en insistant sur les expériences de préparation d'échantillons dopés au Pu239, Pu238 et/ou Cm244 (de 3 à 10 %) et d'irradiations externes (électrons pour les matrices des produits de fission, alpha et ions lourds simulant les noyaux de recul de l'émission alpha pour les matrices d'actinides). L'objectif est d'atteindre des dépôts d'énergie comparables à ceux qui provoquent l'amorphisation des matériaux cristallins. Par exemple un dopage en Cm244 à 3 % massique est équivalent à un dopage en Pu238 à 10 %. En un an la dose d'amorphisation est atteinte avec Cm244, il faut 3 ans avec Pu238. Les études à faire pour connaître les modifications des propriétés des échantillons dopés sont ensuite décrites. Elles sont nombreuses (mesures physiques de structure, mesures thermodynamiques, mesures de V_0 et de $V(t)$ respectivement à deux températures 100 et 90 °C) mais ne mettent en oeuvre que des méthodes connues et éprouvées. Ce sont évidemment les expériences sur matériau très radioactif qui posent les problèmes d'expérimentation dans Atalante d'ici 2005 et qui limitent les ambitions du programme, semble-t-il.

Les études d'irradiation par faisceaux d'ions, les études des analogues naturels et de sensibilité ainsi que la poursuite des études de lixiviation/dissolution déjà engagées se font sur des matériaux non radioactifs et sont donc soumises à moins d'aléas que celles conduites dans Atalante.

Un point nouveau des études du CEA doit porter sur le concept de colis. Il y a trois aspects essentiels, celui du développement de procédé à une échelle pré-technologique, celui de la gestion de la thermique des colis et celui de la gestion de la criticité. Dans l'hypothèse du conditionnement des éléments séparés de 800 tonnes/an de combustibles UOX usés à 45 MWj/t il faudrait conditionner annuellement : 900 kg de Tc, 200 kg de I, 2 800 kg de Cs, 540 kg de Am, 490 kg de Np et 70 kg de Cm, d'où on peut estimer les quantités de matrices à préparer selon le taux d'incorporation que permet la thermique (5 % pour Cs et 10 % pour les autres au maximum). Pour le frittage, il faudra préparer des poudres à l'échelle du

* Dans aucun cas il ne s'agit d'isotopes purs mais de mélanges avec une prédominance indiquée par l'isotope mentionné. Par exemple pour « Pu239 » : 75,06 atome % de Pu239, 0,18 atome % de Pu238, 20,96 atome % de Pu240, 3,12 atome % de Pu241 et 0,68 atome % de Pu242 et pour « Pu238 » : 14,34 atome % de Pu239, 83,56 atome % de Pu238, 1,83 atome % de Pu240, 0,111 atome % de Pu241 et 0,152 atome % de Pu242.

kilogramme, les broyer, les fritter sous charge (cas de I) ou non, et les mettre en conteneur. Pour la fusion (cas de Tc et vitrocéramique zirconolite) il faudra adapter la technologie du creuset froid. Des essais partiels devraient être réalisés. Ces études peuvent être conduites sur des matériaux non radioactifs mais nécessitent des développements technologiques. Bien que le CEA ait une bonne connaissance des procédés et des technologies de frittage et de fusion, d'ici 2005-2006 on ne disposera probablement que d'indications sur la faisabilité industrielle.

Le document met bien en évidence les enjeux des recherches et détaille l'enchaînement des expériences. Il mériterait toutefois d'être plus clair sur les matrices pour le Tc et d'une façon générale sur ce qui sera réellement fait.

Le choix du programme du CEA de mettre la priorité des études sur le conditionnement des produits de fission est conforme à sa position déjà évoquée dans les rapports de la Commission. En effet il considère que, pour les actinides mineurs, la solution de référence de gestion est la transmutation et non le conditionnement spécifique. Les efforts

consacrés à la zirconolite dans le programme de faisabilité technique sont aussi dans la ligne des recherches intenses déjà faites par le CEA sur ce matériau. Le composite M/B mis au point par le CNRS est récent, c'est pourquoi il a été choisi pour conduire des expériences de dopage en Pu239 et Pu238, prioritairement au PDT.

L'examen attentif des jalons de MATCO et des planifications montre que d'ici 2006 aucun échantillon dopé au Cm244 ne sera produit. En revanche des échantillons de zirconolite et de composite dopés en Pu239 et Pu238 auront été étudiés. Le programme d'étude de la zirconolite sera complet. Les échantillons de zirconolite dopés datent en effet de début 2002. Pour le composite M/B, le dopage au Pu239 est prévu fin 2003 et celui au Pu238 en 2004 (mais il y a du retard en raison de la difficulté à obtenir un matériau sans phase secondaire). Le programme de recherches sur le composite M/B ne fait pas mention de recherches sur les possibilités d'industrialisation ni de lixiviation en présence d'argile. Les résultats de lixiviation en présence d'argile en cours à Mol sur des zirconolites (et d'autres céramiques non retenues pour la faisabilité technique) ne seront dépouillées que fin 2006 ou après.

Annexe E au chapitre 4

Conteneurs d'entreposage

Conteneurs pour colis de déchets MAVL (déchets B)

La présentation des conteneurs cylindriques a été faite par le CEA en 2002 et la Commission avait pu, lors d'une visite à Marcoule et Pierrelatte (novembre 2003) examiner les démonstrateurs fonctionnels, échelle 1, réalisés. Depuis, la décision de concevoir et de réaliser des conteneurs communs d'ELD et de stockage a conduit le CEA à abandonner les conteneurs cylindriques au profit des conteneurs parallélépipédiques, jugés mieux adaptés aux conditions de stockage (compacité et manutention). Le CEA et l'Andra ont présenté à la Commission deux plans guides de conteneurs adaptés au conditionnement des colis types B2 et B5. Les colis B2 (déchets bitumés) sont représentatifs des colis produisant de l'hydrogène et les colis B5 (CSD-C) des colis à fort inventaire en radionucléides à vie longue. En d'autres termes, les colis B2 imposent des conteneurs dits « respirants » alors que les colis B5 nécessitent, au contraire un confinement maximal. Des plans guides complémentaires seront étudiés en 2004 pour tous les autres types de déchets.

Des adaptations sont nécessaires au concept de conteneur de l'Andra pour répondre aux conditions d'exploitation de l'ELD : moyens de manutention (prises par le haut en ELD et par le bas pour le stockage) et possibilité de reprise aisée des colis primaires pour l'ELD. Le choix du matériau des conteneurs a été fait conjointement. Il a été retenu un béton hautes performances avec une formulation utilisant des granulats spécifiques pour limiter les risques de réaction alcali-silice. De façon générale ce sont les exigences les plus contraignantes, soit du stockage, soit de l'ELD, qui s'imposent.

Un des problèmes majeurs pour l'ELD concerne les dégagements d'hydrogène de radiolyse à l'intérieur des colis et de corrosion des éléments métalliques, qu'il convient de gérer tant au niveau du colis d'entreposage que des entrepôts. Pour l'hydrogène de radiolyse, deux solutions de « respiration » sont envisagées, l'un pour l'ELD par transfert de l'hydrogène au travers du béton (ensemble du conteneur ou uniquement par le couvercle), l'autre pour le stockage par ajout d'évents dans la partie haute du conteneur. Des essais sont en cours sur la diffusion de l'hydrogène dans plusieurs formulations de béton à divers taux d'hydratation et des essais supplémentaires porteront sur l'incidence de la carbonatation du béton. Il sera ainsi possible, avant la fin 2004, de disposer des informations nécessaires au choix entre les deux systèmes d'évacuation des gaz.

Par ailleurs, un programme complet d'essais est mis en place pour vérifier la tenue mécanique des conteneurs, les procédés de fabrication et enfin leur durabilité sur 300 ans. Les principales phénoménologies d'altération étudiées sont la carbonatation atmosphérique et la corrosion métallique.

Le calendrier présenté par le CEA indique que la définition des conteneurs pour les colis B2 et B5, ainsi que leurs procédés de fabrication doivent être finis avant la mi-2004. La réalisation des démonstrateurs technologiques correspondants devrait être terminée à fin 2004, elle sera suivie d'une première période de tests sur 3 mois. Parallèlement un programme de tests complémentaires est prévu sur les composants du conteneur (par exemple sur les systèmes de fermeture). Les essais de résistance aux accidents (chutes, incendie, ...) ne sont prévus qu'en 2005. Ainsi ce n'est qu'au début de 2005 qu'un cahier des charges pourra être validé.

L'objectif de l'ELD est de pouvoir transférer les conteneurs d'entreposage chargés de colis à une installation de stockage sans opération lourde. La non dégradation des conteneurs fera l'objet d'un contrôle de qualité avant leur acceptation en stockage.

Conteneurs pour déchets MAVL non conditionnés

Parmi les déchets MAVL actuellement entreposés en vrac (environ 28 000 m³), la plus grande partie devrait être conditionnée selon les prescriptions de l'Autorité de sûreté. Toutefois, il n'est pas prévu de conditionner une fraction représentant environ 3 % de l'ensemble des déchets MAVL. Ces déchets peuvent être non ou faiblement agressifs chimiquement ou potentiellement agressifs (résines, fonds de silos, boues, sulfates de plomb radifères, ...). La présentation faite par le CEA concernant le cas de l'entreposage de ces déchets, lors d'une audition consacrée aux conteneurs, ne permet pas d'avoir une vue globale du problème. En effet on peut imaginer que des prétraitements chimiques ou/et des conditionnements adaptés à ces déchets puissent éviter de créer une catégorie spéciale de conteneurs pour quelques déchets disparates. La Commission suggère que les producteurs de ces déchets envisagent de faire les traitements nécessaires pour les rendre, si possible, compatibles avec les colis standard. Si ce n'était pas le cas, la solution proposée par le CEA est de mettre ces déchets MAVL en vrac dans un colis d'entreposage composé d'un manchon céramique inséré dans un conteneur en acier inoxydable. Elle ne couvre pas la prise en compte de la totalité des déchets agressifs et elle nécessite encore des études. Par ailleurs la fragilité de la céramique peut laisser craindre une mauvaise tenue aux essais de chute.

Conteneurs pour combustibles usés

Rappelons tout d'abord qu'aux termes de la loi du 12 juillet 1975 le combustible usé (CU) n'est pas un déchet, ce que la Commission avait souligné dans son rapport sur la réversibilité du stockage. Il était donc justifié d'étudier un conteneur spécifique pour la mise en ELD des assemblages de CU préalablement mis en étui. Ce sont ces étuis individuels qui assurent la continuité de la sûreté quelle que soit

la destination du CU entreposé : retraitement ou stockage. Le CEA a étudié un conteneur d'entreposage d'une capacité de 7 étuis d'assemblages UOX ou de 4 étuis d'assemblages MOX (voir rapport n° 9). Toutefois, dans le contexte d'une harmonisation entre les conteneurs d'entreposage et de stockage, une étude a été lancée pour un conteneur de stockage compatible ELD. Ce conteneur ne contient plus que 4 étuis de CU-UOX ou un étui de CU-MOX et il est d'une épaisseur bien supérieure au précédent (110 mm au lieu de 45 mm). L'étude de ce conteneur est menée conjointement par le CEA, l'Andra et EDF.

Etui individuel et conteneur ELD à 7 assemblages

La description de l'étui et du conteneur ELD à 7 étuis a déjà été faite dans le rapport précédent et ne sont indiqués ici que les résultats des essais de confirmation.

L'étui en acier inoxydable a fait l'objet de tests de résistance à une chute de 5 m, de tests de résistance à la pression d'hélium au chargement et de dégazage suite à une rupture de toutes les gaines. Ils sont positifs. La fermeture par soudage TIG du couvercle a été menée à bien.

Les choix concernant le conteneur ELD sont pratiquement faits, après examen des paramètres de faisabilité, de qualité et d'économie. Pour l'enveloppe externe le choix a été fait sur des critères de réalisation et a conduit à retenir comme nuance la fonte GS 400-15. Elle est moulée, avec une jonction acier à chaud lors de la coulée, permettant la soudure du couvercle de fermeture. Un démonstrateur de ce type a été réalisé et la Commission a pu le voir lors de sa visite à Marcoule et Pierrelatte en novembre 2003. Les essais de soudure du couvercle ont confirmé l'intérêt du procédé de soudage par faisceau d'électrons. Des éprouvettes réalisées sur des épaisseurs de 50 mm sont en cours de tests vis-à-vis de l'étanchéité et sont prévues sur des périodes échelonnées de plusieurs années.

Conteneur compatible ELD-Stockage

La conception de ce conteneur est essentiellement fondée sur les contraintes liées au stockage, qui sont les plus

fortes : limitation de la capacité du conteneur à 4 étuis UOX ou 1 étui MOX, pour respecter la gestion de la charge thermique en stockage, épaisseur importante de l'enveloppe externe (110 mm) pour assurer une durée de vie d'au moins 10 000 ans (en régime de corrosion généralisée), conception pour assurer un confinement en géométrie sous-critique sur toutes les phases de vie du stockage.

Ce conteneur peut recevoir des CU en étui individuel (s'ils proviennent de l'ELD) ou des assemblages nus en provenance des entrepôts industriels. Dans l'hypothèse où ce type de conteneur serait utilisé en ELD, il ne contiendrait que des CU en étui individuel.

Les réponses techniques aux exigences ci-dessus sont les suivantes : enveloppe externe en acier non allié type P235 pour lequel on a une bonne connaissance du comportement en corrosion et qui présente une bonne aptitude au soudage, insert de 4 alvéoles dont la géométrie assure la maîtrise de la criticité et un taux d'irradiation minimal. Le jeu entre l'insert et l'enveloppe externe est minimisé afin que l'insert assure la tenue à la pression externe et privilégie un comportement de l'enveloppe dans le domaine élastique.

La coulée de l'insert, en fonte, est la phase innovante la plus délicate. Le développement du procédé sera fait par étapes : simulation numérique, fabrication de tronçons de faibles longueurs et enfin une réalisation en vraie grandeur. Les modalités de la coulée pour éviter une déformation de l'enveloppe externe sont à examiner très précisément. Le soudage de pièces de forte épaisseur par faisceau d'électrons est une technologie bien maîtrisée. Il sera néanmoins nécessaire d'établir un programme de contrôle des défaillances possibles de soudage. La réalisation de deux démonstrateurs est en cours, l'un avec des alvéoles cylindriques pour étuis ELD, attendu pour fin 2004, l'autre avec des alvéoles à section carrée pour assemblages nus, livrable au 1^{er} trimestre 2005.

Ces ensembles chargés ont une masse de 45 tonnes (soit de l'ordre de 100 tonnes pour la masse totale avec son équipage) et sont considérés par l'Andra comme compatibles avec les manutentions en puits et galeries.

Annexe F au chapitre 4

Centre d'Expertise sur le Conditionnement et l'Entreposage des Matières Radioactives (CECER)

La Commission a visité, en novembre 2003, les équipements du CECER, au centre de recherches de la Vallée du Rhône du CEA (Marcoule).

Pour sa fonction de démonstration le CECER disposera d'une plateforme de développement technologique, HERA (Hall d'Essais pour l'Entreposage des matières radioactives), équipée de bancs d'essais des éléments d'installations d'ELD.

Certains bancs sont déjà installés et exploités. Ainsi en appui au dimensionnement aérodynamique des expériences sont en cours ou prévues en 2004 sur l'installation PROMETHEE pour étudier les échanges convectifs en refroidissement axial, puis avec l'expérience PROMETHEE 2, pour étudier l'action sur les zones froides (validation des codes à fort débit et contrôle de la corrosion sèche). Sur l'équipement SIGAL une deuxième expérience vient d'être lancée sur l'aérodynamique des points singuliers au cours du 2^{ème} semestre 2004 le concept actuel sera testé sur son ensemble. Le dispositif VALIDA est conçu pour l'étude des échanges convectifs en refroidissement transverse.

L'ensemble de ces essais permettra une optimisation thermo-aérodynamique des concepts et les résultats de 2004 seront intégrés dans le rapport final sur les entreposages que le CEA envisage de terminer pour fin 2005. La Commission souhaite avoir une information détaillée sur le pro-

gramme MAQBETH mené en appui du comportement des structures béton en température.

Pour l'instant les moyens de simulation ne sont pas encore capables d'aider dans le détail au dimensionnement des enceintes de refroidissement (évaluation des différences entre les colis proches des entrées d'air et ceux proches des sorties), mais le problème pourrait être résolu au terme d'un effort de recherche accru. La Commission recommande de poursuivre ces études, d'autant que le même problème se pose pour le stockage.

Le CECER comportera également une galerie d'illustration et de démonstration d'un ELD en sub-surface. Il ne faut pas confondre cette galerie avec un laboratoire souterrain. Elle a une double vocation. En premier une vocation pédagogique, en plaçant les visiteurs dans les conditions de ce que serait réellement un entreposage de sub-surface. On reconstituera, dans ce but, les conditions d'ambiance (humidité, température,...) et l'agencement des colis, leur surveillance et la protection physique. Ensuite une vocation de démonstration technologique, limitée à la maintenance des colis et au fonctionnement thermique d'un entreposage de sub-surface en situation de refroidissement normal ou dégradé. Cette galerie, implantée en talus, c'est-à-dire réalisée à ciel ouvert puis recouverte n'a aucune vocation de représentation concernant le comportement et les interactions de la roche d'accueil. Celle-ci n'est d'ailleurs pas encore définie.

Chapitre 5

État des recherches et des réalisations à l'étranger

RÉSUMÉ

Les recherches sur la séparation et la transmutation des radionucléides et les recherches sur le stockage géologique des déchets s'inscrivent dans un contexte de coopération internationale. Les programmes-cadres pluriannuels européens soutiennent les efforts des Etats membres de l'Union européenne. En 2004, les projets du 5^{ème} PCRD Euratom s'achèvent et plusieurs d'entre eux connaissent un prolongement dans les nouveaux « projets intégrés », de grande ampleur, du 6^{ème} PCRD Euratom. Les premiers projets intégrés viennent d'être lancés, dans le domaine de la séparation et dans le domaine de l'ingénierie des dépôts géologiques.

Les recherches dans les domaines des deux premiers axes de la loi de 1991 sont poursuivies activement par l'ensemble des pays où l'industrie nucléaire s'est développée, notamment ceux où est exercée une activité industrielle concourant au cycle du combustible nucléaire. La conférence bisannuelle *Global 2003* a donné lieu à une présentation d'ensemble des activités relatives à la séparation chimique et à la transmutation, incluant en particulier les recherches se rapportant au développement des réacteurs de quatrième génération. L'implication des Etats-Unis et du Japon demeure forte, les Etats-Unis ayant pro-

cédé à une réorientation stratégique des recherches sur le cycle du combustible pour mieux correspondre aux recherches partagées au sein du Forum international '*Generation-IV*'. Les recherches sur le stockage géologique des déchets, qui relèvent de nombreuses disciplines scientifiques, font l'objet de conférences de spécialistes. L'une des plus importantes, *Migration 03*, a montré les progrès récents de la caractérisation et de l'étude des propriétés des espèces sous lesquelles les radionucléides sont transportés ou retenus dans le milieu naturel, ainsi que des mécanismes de transport et de rétention (diffusion, sorption, transport colloïdal...). Ces avancées sont notamment dues aux progrès des méthodes expérimentales, surtout des méthodes spectroscopiques.

L'année 2003 a été marquée par la publication, en Suisse, du dossier de synthèse de démonstration de la faisabilité du stockage géologique dans une formation argileuse (*Argiles à Opalinus*). Ce dossier est une étape importante d'un programme qui a débuté en 1988. Le dossier est étayé par les résultats de nombreuses recherches, notamment celles qui se poursuivent au laboratoire souterrain de Mont Terri, et par une reconnaissance, depuis la surface, du Weinland zurichois, où un dépôt géologique réversible pourrait être réalisé.

Structure du 6 ^{ème} programme cadre Euratom (2002-2004)		
Budget total = 1 230 M€		
(les chiffres entre parenthèses représentent la répartition en M€)		
1/ Thèmes prioritaires de recherche (890)	1/ Fusion thermonucléaire contrôlée (750)	
	2/ Gestion des déchets radioactifs (90)	1/ Stockage géologique (40-45)
		2/ Partition et transmutation (P&T) (30-35)
		3/ Concepts produisant moins de déchets (10-20)
	3/ Protection radiologique (50)	
2/ Autres activités dans le domaine des technologies nucléaires et de la sûreté (50)	1/ Concepts innovants (10-20)	
	2/ Education et Formation	
	3/ Sûreté des installations nucléaires existantes*	
3/ Actions directes (CCR) (290)		
(*) Concerne essentiellement les réacteurs des pays récemment entrés dans l'Union européenne.		

5.1. 6^{ÈME} PCRD (PROGRAMME CADRE POUR LA RECHERCHE ET LE DÉVELOPPEMENT)

Le 5^{ème} PCRD Euratom s'est officiellement achevé fin 2002. Sa structure est décrite dans l'annexe A au présent chapitre.

Les résultats essentiels du 5^{ème} PCRD ont été présentés lors du colloque Euradwaste (29-31 mars 2004) ; les enseignements les plus importants des actions dont les résultats ne sont pas présentés dans les chapitres précédents sont rapportés au § 5.2 ci-après.

Le 6^{ème} PCRD Euratom a été adopté officiellement le 29 octobre 2002. Le budget est de 1 230 Millions d'Euro et les domaines thématiques prioritaires sont : fusion thermonucléaire (740 M€), gestion des déchets radioactifs (90), radioprotection (40), autres activités dans le domaine des technologies nucléaires et de la sûreté nucléaire (50) et activités du Centre commun de recherche (290) (cf. tableau ci-dessus).

Le 6^{ème} PCRD Euratom accuse à présent un retard de près de deux ans, ce qui peut avoir une incidence sur l'utilisation de certains de ses résultats à l'échéance fixée par la loi en 2006. Ces budgets bien que modestes pour tout ce qui ne concerne ni la fusion ni les centres communs de recherche participent à près de 50 % à un financement des recherches couvertes par la loi de 1991 estimé au total de l'ordre de 250 M€.

De nouveaux instruments qui visent à renforcer la réalisation de l'Espace européen de la recherche sont mis en place. Ce sont essentiellement les Réseaux d'excellence (NoE, pour *Network of Excellence*) et les Projets intégrés (IP, pour *Integrated Project*). Ils modifient considérablement les pratiques antérieures. En effet ils nécessitent une étroite coopération entre équipes multinationales préalablement à toute demande de support financier et ils renforcent l'autonomie de ces équipes vis-à-vis de la Commission européenne, notamment pour la gestion des projets acceptés.

Le programme de travail 2003 a fixé les dates et les premiers thèmes de recherches soumis à appel d'offres (17 décembre 2002 - 6 mai 2003) ainsi que le déroulement des appels d'offres suivants pour exécuter le programme Euratom jusqu'à 2006. Ont été concernés par ce premier appel, pour ce qui intéresse la CNE, les domaines « Stockage géologique », « Séparation et transmutation » et « Autres concepts pour produire moins de déchets ». Le financement est de 30 M€.

La sélection des projets a conduit à retenir en juillet 2003 un NoE (ACTINET-6) et trois IP (NF-PRO, ESDRED et EUROPART).

ACTINET-6 regroupe ou fait participer à la recherches quasiment tous les laboratoires Européens travaillant sur la physique et la chimie des actinides et leur ouvre l'accès aux laboratoires équipés pour travailler sur la matière très radioactive. C'est de la recherche fondamentale.

NF-PRO (*Understanding and physical and numerical modelling of the key processes in the near-field and their coupling for different host rocks and repository strategies*) regroupe des équipes multidisciplinaires pour traiter de tous les aspects du champ proche des stockages.

ESDRED (*Engineering studies and demonstration of repository designs*) regroupe toutes les agences européennes en charge d'étudier le stockage géologique et vise à soutenir les expériences in situ dans les laboratoires souterrains. L'objectif est de démontrer la faisabilité de construction des installations de stockage dans trois types de roches, et la faisabilité de la fermeture d'un stockage, à l'aide de « démonstrateurs ».

EUROPART (*European research programme for the partitioning of minor actinides and some long-lived fission products from high active waste issuing the reprocessing of spent nuclear fuels*) regroupe essentiellement toutes les équipes de chimistes travaillant en hydrochimie et pyrochimie pour séparer les éléments susceptibles d'être transmutés ou conditionnés de façon spécifique.

Le **deuxième appel d'offres**, lancé le 14 novembre 2003, a été clos le 14 avril 2004. Le montant est de 61 M€ à répartir sur plusieurs thèmes. Pour le stockage géologique, l'appel porte sur « Compréhension et modélisation numérique des processus clés de la migration des radionucléides dans l'environnement géologique pour différentes roches hôtes de stockage ». C'est un IP. Pour la Séparation-Transmutation, l'appel d'offres porte sur « Transmutation des déchets nucléaires de haute activité dans un système piloté par accélérateur ». Le Programme de travail 2004 donne les autres thèmes. La sélection des projets aura lieu courant 2004.

5.2. CONFÉRENCE EURADWASTE (LUXEMBOURG, 29 MARS - 1^{ER} AVRIL 2004)

La Commission européenne a réuni à Luxembourg, du 29 mars au 1^{er} avril 2004, la 6^{ème} conférence de la Commission sur la gestion et de l'élimination des déchets radioactifs. Cette conférence a permis de faire le point sur les avancées obtenues au terme du 5^{ème} programme-cadre « Euratom » de R & D (1998-2002) quoique certains projets, commencés bien après le début de la période quinquennale, ne se termineront qu'en 2004 ou 2005.

Les recherches effectuées par les acteurs de la loi de 1991 étant pour nombre d'entre elles très liées à des projets du 5^{ème} PCRD, les résultats en sont rapportés dans les chapitres précédents : c'est notamment le cas des recherches sur la séparation et la transmutation (voir chapitre 2) et des recherches sur le comportement à long terme des colis des déchets (voir chapitre 4). On se limite donc, dans ce qui suit, à mentionner les faits marquants relatifs à certains projets (avec ou sans participation française) d'intérêt particulier, dans le contexte français.

5.2.1. Domaine « stockage géologique des déchets et du combustible usé »

Les recherches sur la corrosion en conditions de stockage se poursuivent en coopération depuis près de vingt ans. Un bilan global résumé en a été présenté. Dans un milieu argileux où seraient par ailleurs présents des matériaux cimentaires, l'acier au carbone TStE 355, présente des propriétés très favorables, justifiant qu'il soit proposé pour la réalisation de conteneurs à paroi épaisses. Cette nuance d'acier est proposée pour un approfondissement des recherches.

Les barrières ouvragées argileuses et la modélisation de leurs comportements sont étudiées dans le cadre des projets FEBEX et PROTOTYPE REPOSITORY, comportant des expériences en vraie grandeur qui se poursuivent respectivement dans les laboratoires souterrains de Grimsel (Suisse) et d'Äspö (Suède). La resaturation complète et l'homogénéisation de la barrière argileuse bentonitique, mise en place sous forme de blocs, est longue à obtenir. La pression de gonflement de la bentonite dépend fortement de nombreux facteurs (processus de resaturation, composition des sels en solution,...) dont les effets croisés sont étudiés. Les possibilités prédictives de la modélisation thermo-hydro-mécanique et chimique sont éprouvées tant dans le cadre des deux projets FEBEX et PROTOTYPE REPOSITORY que dans celui du projet BENIPA, celui-ci étant orienté exclusivement vers l'évaluation des outils de modélisation. Les incertitudes sur l'état de contrainte après gonflement, sur l'incidence des produits de corrosion et des phases néo-formées ont fait l'objet d'une estimation, dans la perspective de l'évaluation des calculs d'évolution de dépôts géologiques.

De la complexité des processus à prendre en compte, notamment l'interaction entre les minéraux constitutifs de la bentonite et les produits de dégradation des matériaux cimentaires, l'expansion des produits de

corrosion des conteneurs et l'élévation des contraintes qui s'ensuit, résulte une sérieuse difficulté à prévoir le comportement du « champ proche » autour des colis de déchets. Un approfondissement des études correspondantes est donc nécessaire.

Le projet PROTOTYPE REPOSITORY comporte un aspect de démonstration technologique. La faisabilité de la manutention en galerie de conteneurs de combustibles usés d'une masse d'environ 30 tonnes, et de leur mise en place avec précision en puits verticaux garnis de blocs de bentonite a été établie.

Deux projets européens ont contribué à l'accroissement des connaissances sur le comportement géochimique et les propriétés de transport des actinides ainsi que des produits de fission les plus mobiles dans l'environnement :

- ACTAF, qui a produit des données thermodynamiques de base sur les actinides sous différentes espèces, en solution ou non, pour combler des manques dans les bases de données disponibles et réduire les incertitudes sur les constantes thermodynamiques. Les connaissances sur les interactions des actinides à l'interface solution/minéraux et la thermodynamique de la formation de phases secondaires solides ont progressé avec l'aboutissement de ce projet.
- HUPA, qui a conduit à obtenir des données relatives aux interactions entre les actinides et l'iode avec des substances humiques tant en solution qu'à la surface de minéraux.

On remarque enfin l'achèvement du projet RISCOM-II destiné à accroître la clarté des processus de décision dans les programmes de gestion des déchets radioactifs au moyen d'une implication plus forte du public. Une démarche ordonnée de participation centrée sur l'évaluation du comportement d'un système a été proposée. L'évaluation du comportement est une étude réalisée par des experts, généralement examinée et utilisée par d'autres experts. La démarche proposée consiste à ouvrir au public l'examen des résultats d'une telle étude. Une application de cette démarche méthodique a été faite avec succès en Suède.

5.2.2. Domaine séparation-transmutation

Le développement de combustibles appropriés à la transmutation est l'objet des projets FUTURE, CONFIRM (composés oxyde et nitrure de pluto-

nium et d'américium pour la transmutation d'actinides mineurs ; voir chapitre 2) et THORIUM CYCLE. Ce projet a pour but d'étudier le comportement sous irradiation, à haut taux de combustion, de combustibles mixtes thorium-uranium-plutonium et d'effectuer des calculs de cœurs pour de tels combustibles. Deux expériences d'irradiation sont en cours : quatre cibles dans le réacteur HFR à Petten (Pays-Bas), une cible dans le réacteur KWO à Obrigheim (Allemagne).

5.3. CONFÉRENCE GLOBAL 2003 (NOUVELLE-ORLÉANS, 16-20 NOVEMBRE 2003)

La sixième des conférences Global, qui s'est tenue à la Nouvelle-Orléans du 16 au 20 novembre 2003, était dévolue au thème « *Atoms for Prosperity* », en commémoration du programme « *Atoms for Peace* » annoncé 50 ans plus tôt par le président des Etats-Unis Dwight Eisenhower devant l'assemblée générale des Nations Unies. Les Etats-Unis (DOE, les laboratoires nationaux et Universités contractantes, le MIT), la France (CEA, Cogéma, CNRS et EDF) et, dans une moindre mesure le Japon, ont fourni la plupart des contributions.

Il n'est pas étonnant que ce colloque, organisé par les Etats-Unis, ait été centré sur les enjeux du nucléaire dans ce pays et sur la vision que les Etats-Unis ont de son organisation au plan international. La préoccupation principale des responsables américains qui sont intervenus lors de ce colloque concerne la relance du nucléaire chez eux et, accessoirement mais très présent, le souci de ne pas devoir créer un deuxième site de stockage de déchets de haute activité et à vie longue après celui de Yucca Mountain qui serait saturé à 70 000 tonnes vers 2050 au rythme actuel de déchargement des réacteurs.

Pour ce faire, deux stratégies ont été largement discutées au cours de ce colloque : celle défendue par les six grands laboratoires nationaux et qui a la faveur du DOE, et celle recommandée dans la récente étude du MIT « *The Future of Nuclear Power* ». La première prône d'une part le recours à des cycles avancés comportant le recyclage et l'extraction des corps radio-toxiques et à fort dégagement thermique (Cs-137, Sr-90, actinides) des déchets vitrifiés afin d'augmenter, en particulier, la capacité de stockage de Yucca Mountain et d'autre part l'étude de réacteurs du futur dits de génération IV qui devraient satisfaire les critères de développement durable (économie, ressource, environne-

ment, acceptabilité). Cette vision stratégique du DOE est traduite dans les programmes AFCI (*Advanced Fuel Cycle Initiative*) et *Generation-IV*, avec en facteur commun le programme NERI (*Nuclear Energy Research Initiative*) qu'il développe. En revanche, l'étude du MIT se place dans une optique de court et moyen terme et cherche à identifier les conditions d'une relance prochaine du nucléaire. Cette étude souligne l'importance du programme du DOE Nuclear 2010, qui vise à créer les conditions de cette reprise, et recommande qu'une priorité soit donnée au cycle ouvert et à d'autres options de stockage que celle du stockage profond, comme par exemple l'injection de déchets dans des trous de grande profondeur.

S'il reste des divergences fortes sur les politiques de fin du cycle, il se dégage en revanche une convergence sur les réacteurs du futur et sur l'importance des réacteurs à gaz, à haute température dans l'optique d'étendre l'utilisation des réacteurs à la production d'hydrogène.

5.3.1. La transmutation et les réacteurs du futur

Une session a été organisée sur la transmutation en réacteurs thermiques. Des études de multirecyclage de plutonium seul ou de plutonium et américium ont été présentées par des équipes du CEA-Cogéma, de ANL et du MIT. L'utilisation de combustible mixte à base de thorium (au lieu d'uranium) ou à support inerte a également fait l'objet de présentation. Le scénario de base défendu par le CEA propose trois recyclages successifs du plutonium en REP avant de le charger dans des réacteurs rapides gaz (RCG-R) de génération IV. Quant à l'américium, il est séparé chimiquement en attente d'incinération en ADS ou en RCG-R. Une session a également été organisée sur la transmutation en réacteurs rapides.

Deux sessions ont été consacrées aux systèmes sous-critiques. Des projets d'ADS ainsi que des expériences et études de sous-système ont été présentés :

- le projet Myrrha du SCK-CEN avec l'affirmation d'être le candidat pour un démonstrateur européen de 80 MW_{th} opérationnel en 2012 (du point de vue de l'avancement des études) en supposant évidemment que tous les obstacles financiers et organisationnels soient surmontés ;
- le projet de JAERI qui se focalise aujourd'hui dans un programme financé sur 3 ans sur un accélérateur linéaire supraconducteur (600 à 1 500 MeV,

20 MW) couplé à un cœur sous-critique de type piscine ($k_{\text{eff}} < 0,95$), cible et caloporteur en Pb-Bi, combustible nitrure d'actinide (40 % Pu, 60 % d'actinides mineurs) dilué dans Zr ;

- l'expérience TRADE ;
- l'expérience MUSE-4 ;
- diverses études de sous-systèmes.

Concernant les réacteurs du futur, l'accent a été mis sur les réacteurs refroidis au gaz et à haute température avec une présentation de synthèse du CEA ; une seule communication (du CNRS de Grenoble) concernait les réacteurs à sels fondus chargés au thorium. Par ailleurs de nombreuses présentations ont été faites en relation avec *Generation-IV* (études de scénarios, combustibles, retraitement de combustibles de réacteurs à gaz, etc.).

5.3.2. Les cibles d'irradiation et les nouveaux combustibles

Plusieurs sessions ont été consacrées à ces sujets. Trois d'entre elles concernaient réellement les cibles inertes pour la transmutation de Pu et des actinides mineurs, deux autres portaient sur les particules de matière fissiles enrobées, à la base des combustibles des futurs réacteurs à gaz, et la dernière concernait divers combustibles non conventionnels (DUPIC, VIPAC). Seule les recherches sur les cibles d'irradiation relèvent vraiment des recherches intéressantes la loi. A cet égard on voit clairement apparaître les tendances suivantes. Une large collaboration internationale (France, Allemagne USA, Japon, Corée, Russie) concerne les cibles à base d'oxydes, les USA et la Corée s'intéressent plus particulièrement aux cibles métalliques (alliages plus ou moins riches de Np, Pu, Am avec Zr), et le Japon étudie spécifiquement les cibles à base de nitrure (AmN, (AmZr)N). Les recherches conduites par le CEA, seul ou en collaboration, sont régulièrement rapportées par la Commission et à *Global 2003* rien de nouveau n'a été communiqué. Des mises au point ont été présentées. Un point a été fait sur l'état d'avancement des diverses expériences. Les nouveaux résultats essentiellement dus aux USA et au Japon ont plutôt concerné le revêtement des microbilles de combustibles (couches à base de carbone et substitution de CZr ou NTi à CSi).

5.3.3. Les séparations chimiques

Les bilans du fonctionnement des usines de la Hague et de Sellafield ont été présentés au bénéfice du retraitement. La troisième usine, celle de Rokkasho-Mura (Japon) mise en chantier en 1994 devrait être mise en actif en juillet 2004, être opérationnelle en 2005 et atteindre sa capacité nominale de 800 tonnes/an en 2008. Les progrès et perspectives en vitrification ont été soulignés. Plusieurs sessions ont traité de diverses améliorations du procédé PUREX (dans la dissolution du combustible usé et la purification de Pu, voire de variantes de ce procédé). Le Japon est probablement le plus actif dans la recherche de voies nouvelles pour séparer U ou Pu (par exemple Procédé ERIX, précipitation de U, procédé SUPER PUREX, procédé FLUOREX). On doit noter que les recherches en séparation par voie hydrochimique continuent aux USA (procédé UREX, traitement des solutions alcalines, procédé CCD/PEG de séparation de Cs et Sr) et connaissent un renouveau dans certains laboratoires universitaires.

La séparation des éléments des combustibles usés par voie aqueuse, au delà du retraitement actuel, est essentiellement étudiée en France/Europe, au Japon, en Chine, en Russie et les USA reprennent des études sur ce sujet. A côté des quatre grands procédés TRUEX (USA), DIPDA (Japon), DIAMEX (France) et TRPO (Chine) permettant de séparer les actinides et les lanthanides des autres produits de fission, plusieurs présentations sur des procédés en cours d'étude ont été faites à *Global 2003*. Ainsi le procédé « UREX+Co » développé par le CEA et ORNL, vise à extraire U d'une part et tous les autres actinides d'autre part, le procédé ARTIST développé au Japon, vise le même objectif, le procédé TOGDA développé en Allemagne et au Japon est une variante de DIAMEX mais utilisant un autre diamide, le procédé SUPER PUREX développé en Russie, vise aussi à séparer U puis Pu et les autres actinides en combinant divers réactifs. Le devenir de ces recherches est rarement indiqué et, souvent, ce sont des projections peu étayées qui ont été présentées.

La séparation par voie pyrochimique, qui met toujours en œuvre des procédés redox, occupe une place importante dans les recherches sur la séparation avancée aux USA (qui ont des collaborations avec d'autres pays comme la Corée) au Japon et en Russie. L'état de l'art dans ces pays a été présenté autant sur les recherches de base que sur les avancées technologiques réalisées et en cours. BNFL a clairement affiché ses ambitions industrielles en

retraitement électro-pyrométallurgique (avec l'aide des Japonais et des USA) ; BNFL a présenté les étapes franchies depuis 2001 et celles restant à franchir pour aboutir à un pilote. Les résultats de PYROREP, qui résumant ce qui s'est fait en Europe durant les trois dernières années, montrent que la recherche y est encore au niveau du laboratoire. ITU a présenté quelques résultats nouveaux d'électrolyse sur cathode en aluminium. Parmi tous les organismes étudiant la séparation avancée à partir de sels fondus, le CEA a le programme le plus modeste mais il est pratiquement le seul à développer des séparations par extraction réductrice avec des métaux fondus. L'étude du conditionnement des sels fondus contaminés fait partie des recherches. Enfin l'étude du comportement des actinides et produits de fission dans des liquides ioniques à basse température commence à apparaître aux USA. Il faut également mentionner la proposition par l'équipe du CNRS de Grenoble d'un procédé simplifié de retraitement par pyrolyse associé à un réacteur à sels fondus utilisant le thorium-uranium²³³ comme combustible.

5.3.4. Conditionnement des déchets et entreposage

Quelques études de corrosion de conteneurs dans des conditions extrêmes ou d'étude de défauts ont été présentées (conteneurs pour combustibles usés aux USA). De même il n'y a eu que quelques communications sur les recherches de matrices céramiques (notamment à cause de l'absence de représentants de la Russie, travaillant dans ce domaine). Seuls Cogéma et le CEA ont abordé les problèmes d'entreposage, que la Commission présente dans le présent rapport annuel.

5.3.5. Orientations générales

Global 2003 a beaucoup plus montré les interrogations du moment que les solutions à court terme pour le développement du nucléaire dans les 20 ans qui viennent. Celui-ci fera une large part aux réacteurs à neutrons thermiques. Beaucoup de scénarios du développement du nucléaire pour le long terme (après 2050) ont été présentés. De l'ensemble on retire l'impression que les nouvelles tendances immédiates de la recherche (déjà engagées) portent sur les réacteurs à haute température et sur la production de l'hydrogène.

Au plan strictement scientifique, *Global 2003* a confirmé que les recherches sur l'aval du cycle actuel ou pour le futur se développent en coopération bi- ou

tripartite ou dans des programmes plus larges. Pour ce qui concerne les recherches sur les thèmes classés dans l'axe 1 de la loi et pour lesquels la Commission a mission de rapporter, on note essentiellement la poursuite des études en cours. Au plan international il n'y a pas de butée en 2006. Les programmes sont donc souvent étalés au-delà de cette date.

5.4. MIGRATION 03 (9TH INTERNATIONAL CONFERENCE ON THE CHEMISTRY AND MIGRATION BEHAVIOR OF ACTINIDES AND FISSION PRODUCTS IN THE GEOSPHERE), 21-26 SEPTEMBRE 2003, GYEONGJU, CORÉE DU SUD

La Commission rend périodiquement compte dans ses rapports des résultats scientifiques présentés dans les Conférences bisannuelles *Migration* (voir rapports n° 8, 6 et 4). Ils concernent trois domaines de recherches fondamentales sur les produits de fission ayant des isotopes radioactifs à vie longue et sur les actinides, jusqu'au curium : chimie en solutions aqueuses, phénomènes de migration, modélisation du transport dans la géosphère. On peut rattacher ces domaines de recherche à l'axe 2 de la loi de 1991. Les résultats présentés dans ces conférences viennent en support à l'estimation des performances de confinement que pourrait apporter un stockage géologique vis à vis de ces éléments contenus dans des colis de déchets nucléaires. Comme on l'a souvent dit, les recherches sur la gestion des déchets radioactifs, et plus spécialement celles concernant le stockage géologique, sont conduites dans le cadre de programmes et/ou d'échanges internationaux et sont présentées dans de nombreuses manifestations scientifiques, plus ou moins spécifiques. L'intérêt particulier des conférences *Migration* est de permettre d'apprécier la continuité qui existe dans les recherches allant du « nanoscopique- microscopique » (espèces en solution en conditions locales caractérisées par des valeurs de pH, E_h , concentrations en élément et en complexants, présence de minéraux et de bactéries) au « macroscopique » (modélisation du transport des espèces dans la lithosphère et la biosphère). La périodicité des conférences permet d'apprécier l'évolution des connaissances sur des périodes assez courtes et l'effort de recherche consenti dans différents pays.

Les méthodes expérimentales pour caractériser les espèces chimiques solubles ou sorbées sur des minéraux ou des bactéries, ou encore incluses dans des composés organiques ou dans les organismes vivants, sont actuellement très performantes (et ont

peut-être atteint d'ailleurs leur limites). Les méthodes spectroscopiques, dont certaines sont lourdes car elles utilisent le rayonnement synchrotron, sont maintenant à la disposition de toute la communauté scientifique et rares sont les études conduites sur les éléments en quantités usuelles qui ne les utilisent pas. La combinaison de ces méthodes et des méthodes thermodynamiques plus classiques permet de résoudre nombre de problèmes très compliqués, comme la formation et le comportement des colloïdes. À l'échelle des concentrations très faibles, où très peu de matière est mise en œuvre, les méthodes expérimentales d'étude des espèces en solution ont connu des améliorations sensibles. Certaines méthodes spectroscopiques ont été implantées dans des laboratoires souterrains de recherches (Grimsel par exemple pour identifier *in situ* les colloïdes). Les méthodes expérimentales d'étude de migration (diffusion, advection) permettent les études à échelle réduite (colonne de migration en laboratoire) et *in situ* sur des extensions métriques à décimétriques. Les effets d'échelle peuvent ainsi être décelés. Sur les dix dernières années, l'expérimentation en général a fait un bond spectaculaire. Enfin, associée à l'expérimentation, la modélisation-simulation multi-échelles des phénomènes chimiques et physique est devenue systématique.

Les domaines où des progrès considérables ont été faits sont les suivants :

- mécanismes de formation et caractérisation des colloïdes, notamment de ceux formés par les actinides tétravalents,
- comportement des actinides tétravalents en solution aqueuses naturelles (en absence de substances humiques et de bactéries) : identification des espèces monomères, polymères et colloïdales,
- caractérisation des espèces sorbées sur les principaux minéraux de la géosphère, séparés ou en groupes, voire sur monocristaux,
- diffusion de l'eau, de l'iode et du césium dans les milieux caractérisés par des micropores comme les argiles.

Il existe donc à présent une base de connaissances solides dans ces domaines. Certes, des précisions peuvent encore être apportées pour certaines valeurs de données, mais les valeurs actuelles sont fiables. Elles ont été acquises au terme de nombreuses années de recherche (voir les rapports précédents de la Commission).

Les domaines en cours d'étude où des progrès dans la compréhension des phénomènes sont attendus sont les suivants :

- espèces d'actinides en solution à pH élevé,
- complexes ternaires hydrolysés des actinides (carbonates, silicates, phosphates),
- interaction des éléments avec les acides humiques et fulviques (complexation et sorption) et plus généralement avec des molécules organiques modèles « mimétiques »,
- interaction des éléments avec les bactéries (rôle dans le transport ou l'immobilisation),
- solubilités des phases secondaires néoformées au contact ou dans l'environnement des verres et de combustibles usés,
- mécanismes de co-précipitation des actinides avec d'autres éléments,
- réaction redox entre espèces de neptunium ou de plutonium soit en solution soit sorbées ou bien encore en présence de matière organique,
- influence de la température sur les équilibres entre espèces, notamment celles des actinides.

L'examen des présentations montre qu'il y a eu plus d'études sur les actinides que sur les produits de fission, plus d'études sur l'uranium que sur le neptunium ou le plutonium et que, pour les produits de fission, l'ordre décroissant d'intérêt a été : iode, césium, technétium et nickel. De plus la lixiviation de l'oxyde d'uranium a été plus étudiée que celle des verres.

L'ensemble des connaissances alimente les bases de données qui sont en quelque sorte la mémoire de la recherche. A cet égard plusieurs bases (données thermodynamiques ou données de sorption) sont en cours d'actualisation ou de création. L'adhésion de la communauté scientifique à ces bases, comportant des données sélectionnées et surtout cohérentes, doit conduire à une meilleure comparaison des modèles.

Les résultats des recherches présentées à *Migration 03* ont été d'un haut niveau. Certes, ces recherches ne concernent pas tous les aspects du stockage géologique, comme ceux liés à l'hydrogéologie et à la géomécanique, mais elles en couvrent les aspects les plus fondamentaux dans le domaine de la migration des éléments. La prochaine conférence, *Migration 05*, aura lieu en France en 2005 au moment où le bilan de quinze années de recherches,

notamment pour comprendre le devenir des éléments qui seront à long terme relâchés par un stockage géologique, devra être fait. Elle devrait intéresser outre les spécialistes toute la communauté française qui aura participé à cet effort de recherche.

5.5. RÉALISATION, EN SUISSE, DU DOSSIER DE SYNTHÈSE DE DÉMONSTRATION DE LA FAISABILITÉ DU STOCKAGE GÉOLOGIQUE DANS UNE FORMATION ARGILEUSE

L'année 2003 a été marquée par la publication, par la Société coopérative suisse pour le stockage géologique de déchets radioactifs (Nagra), d'un **dossier de synthèse de démonstration de la faisabilité du stockage géologique** des assemblages combustibles usés, des déchets de haute activité vitrifiés et des déchets de moyenne activité à vie longue.

Ce dossier constitue une étape importante du projet « *Argiles à Opalinus* » dont la constitution fait suite à une décision du 3 juin 1988 du Conseil Fédéral, fondée sur la loi sur l'énergie atomique et la réglementation prise pour son application : les exploitants des centrales nucléaires doivent apporter la preuve que les déchets radioactifs peuvent être éliminés de façon sûre et à long terme. La démonstration de la faisabilité du stockage géologique, seule voie d'élimination proposée, doit comprendre la preuve qu'il est possible de réaliser un dépôt géologique profond satisfaisant aux exigences de l'autorité en matière de sûreté nucléaire.

Nagra a antérieurement accompli cette démarche pour un dépôt dans le socle granitique et le dossier qui vient d'être publié marque l'aboutissement de la démarche de preuve de faisabilité pour le stockage dans une formation géologique argileuse. Le dossier est soumis à l'Autorité de sûreté, qui a demandé à un groupe international d'experts de l'examiner ; l'avis de ce groupe d'experts vient d'être publié.

D'autres procédures d'examen de ce dossier sont en cours. Sur le fondement de ce dossier et du dossier « granite », un rapport gouvernemental sera établi au cours de l'année 2005, préalablement à concertation avec les instances politiques et décision du Conseil Fédéral, à la fin de l'année 2005 ou en 2006.

La démonstration de la faisabilité du stockage géologique comprend trois éléments essentiels, auxquels correspondent respectivement les trois tomes du dossier de synthèse :

- preuve de l'existence d'au moins un site présentant des caractéristiques géologiques et hydrogéologiques appropriées ;
- preuve que, sur ce site, un dépôt peut être réalisé et exploité conformément au niveau de développement technologique actuel (preuve de faisabilité technique) ;
- preuve que ce dépôt satisferait aux exigences fixées par l'autorité en matière de sûreté.

5.5.1. Sélection d'une roche d'accueil (« Argiles à Opalinus ») et d'une région potentielle d'implantation d'un dépôt

Au terme d'une procédure préliminaire d'évaluation, deux formations géologiques sédimentaires ont été sélectionnées, Argiles à Opalinus et Molasse d'eau douce inférieure. Suite à des études régionales (1990-1993), les Argiles à Opalinus ont été préférées à la molasse et la région du Weinland zurichois, près de la ville de Schaffouse, a été sélectionnée sur la base de considérations géologiques liées à la sûreté. A partir de 1994, une caractérisation détaillée des Argiles à Opalinus et du Weinland zurichois a été effectuée. Cette caractérisation comprend en particulier :

- une campagne d'investigations par méthode sismique 3 D, sur une superficie d'environ 50 km²,
- un forage profond,
- des expériences dans le cadre du programme de recherche international au laboratoire souterrain de Mont Terri.

La couche d'argilite du Weinland zurichois présente les caractéristiques favorables requises pour l'implantation éventuelle d'un dépôt : stabilité (le Weinland est en bordure extrême de la zone d'influence alpine), structure et topographie simples, absence de ressources exploitables... Grâce à la simplicité de la structure géologique de la région, son exploration a pu être effectuée dans de bonnes conditions. Il a ainsi été possible de réaliser une campagne de mesures sismiques à haute résolution, d'en interpréter convenablement les résultats et d'extrapoler certains résultats de l'unique forage à l'ensemble de la région considérée. Une zone de 8 km² a pu être circonscrite, qui pourrait être utilisée pour l'implantation d'un dépôt dont les installations souterraines s'étendraient sur environ 2 km².

Bien entendu, la roche d'accueil elle-même, en couche d'une épaisseur, d'environ 110 m, présente des propriétés de faible conductivité hydraulique, des caractéristiques géochimiques et géomécaniques propices*. Par ailleurs, les formations géologiques encaissantes sont elles-mêmes peu perméables ; le transport des éléments s'effectue essentiellement par diffusion.

Les résultats obtenus au laboratoire de Mont Terri ont été antérieurement rapportés par la Commission (cf. rapport n° 7, § 8.2 et rapport n° 9, annexe C au chapitre 4) ou le sont au chapitre 3 du présent rapport.

5.5.2. Conception d'un dépôt - Principes d'exploitation - Réversibilité (preuve de faisabilité technique)

5.5.2.1. Principe généraux

Le projet « Garantie » de 1985 prévoyait, en application stricte des dispositions de la législation fédérale sur l'énergie atomique, un dépôt final susceptible d'être fermé à tout moment, en l'espace de quelques années.

Depuis lors, il est apparu que la population suisse ne souhaite prendre de décision de fermeture définitive d'un dépôt qu'à l'issue d'une longue phase de surveillance. A l'issue d'un large débat public à ce propos, un groupe d'experts (EKRA) a proposé un concept qui permette au dépôt géologique de passer progressivement du statut d'infrastructure sous surveillance à celui de dépôt final fermé.

La stratégie de stockage élaborée par la Nagra est conforme au concept de stockage géologique à long terme, proposé par le groupe EKRA. L'architecture de dépôt dans l'argile à Opalinus, proposée par Nagra à l'appui de sa preuve de faisabilité, repose aussi sur le concept du groupe EKRA, comportant un dépôt-test, un dépôt-pilote et un dépôt principal. Il donne la priorité à la sûreté géologique à long terme.

5.5.2.2. Architecture du dépôt

Le projet de dépôt est adapté au stockage des déchets que produiraient les cinq réacteurs suisses

* Les propriétés de l'argile à Opalinus, à Benken, sont voisines de celles de l'argilite de Bure ; on note cependant que la salinité de l'eau porale est sensiblement plus élevées (13 g/l) à Benken qu'à Bure (4 g/l).

de puissance pendant soixante années de fonctionnement. Compte tenu d'une pratique de retraitement partiel du combustible usé, seraient à stocker les déchets suivants :

- 2 065 conteneurs de stockage contenant en tout 3 217 tML de combustible UOX et MOX, construits en acier au carbone moulé ;
- 730 conteneurs de résidus vitrifiés (contenant 292 tonnes de verre) insérés dans des conteneurs de protection en acier inoxydable de 25 cm d'épaisseur ;
- environ 1 400 m³ de déchets de moyenne activité à vie longue solidifiés (principalement, déchets issus du retraitement du combustible).

Les installations souterraines du dépôt s'étendraient sur 2 km² à 650 m de profondeur. Les déchets y seraient acheminés par une descenderie ; deux puits seraient utilisés pour l'amenée et l'enlèvement des matériaux pendant la réalisation des ouvrages et pour la ventilation des galeries.

Les galeries de stockage des colis de déchets de haute activité (combustibles usés et résidus vitrifiés), de 2,5 m de diamètre, orientées suivant la contrainte principale dans la roche, ne seraient pas revêtues de béton armé, contrairement aux autres ouvrages. Les conteneurs y reposeraient horizontalement sur des socles de bentonite compactée. Les galeries seraient remblayées au moyen de granulés et de poudre de bentonite. La durée totale d'un cycle d'excavation d'une galerie, de mise en place des colis, de remblayage et de scellement de la galerie serait d'au plus deux ans, afin de limiter l'altération de la roche à la périphérie de la galerie.

Il est à noter en particulier que, en raison de la médiocre conductivité thermique du matériau de remblai (bentonite déshydratée), la température dans ce matériau serait comprise entre 100°C (à la périphérie) et 160°C (au voisinage des colis de déchets) au début du stockage. Toutefois, la température de la roche demeurerait inférieure à 100°C.

Les galeries de stockage des colis de déchets de moyenne activité, de 9 m de hauteur et de 7 m de largeur, seraient revêtues de béton armé. Les colis de déchets, groupés au préalable dans des cases parallélépipédiques en béton armé comblées de mortier de ciment, y seraient empilés. Tous les vides résiduels seraient injectés de mortier de ciment.

Les galeries de stockage des déchets de moyenne activité seraient réalisées à l'écart des galeries de stockage des déchets de haute activité, les déchets contenant des matières organiques étant eux-mêmes séparés des autres déchets de moyenne activité.

Le dépôt-pilote, spécialement instrumenté et où des déchets de tous types seraient mis en place au début de l'exploitation du dépôt, permettrait d'en observer le comportement avant scellement des ouvrages.

5.5.3. Preuve de la sûreté du dépôt

La démonstration de la faisabilité d'un dépôt géologique profond dans le Weinland zurichois repose sur de nombreux éléments caractéristiques de la roche d'accueil et de l'ingénierie du dépôt, parmi lesquelles on citera :

- la faculté d'autoscellement des cavités ménagées dans la roche : cette propriété a été démontrée au moyen de plusieurs expériences au laboratoire de Mont Terri ;
- la bonne connaissance du comportement à la corrosion de l'acier choisi pour la réalisation des conteneurs de combustible irradié ;
- une analyse très détaillée, entièrement quantifiée, de la production (par corrosion des conteneurs, décomposition des matériaux organiques...) et de l'évacuation des gaz, principalement de l'hydrogène. Une description fine des phénomènes de transport des gaz est proposée ; les calculs effectués au moyen des modèles correspondants confirment les conclusions d'une approche simplifiée effectuée parallèlement : des quantités élevées de gaz seraient engendrées à un débit suffisamment bas pour être évacuées dans la roche sans effet significatif sur celle-ci. La pression de gaz s'élèverait transitoirement dans le dépôt ; la dissolution des gaz dans l'eau porale et leur transport par l'eau ne suffiraient pas à évacuer les gaz produits qui chassent l'eau des pores de la roche. Celle-ci se dilaterait ensuite élastiquement, à mesure que la pression monterait. Une fissuration microscopique pourrait alors se développer à l'horizontale, accroissant ainsi la surface d'échange qui serait alors suffisante pour que les gaz puissent être évacués sans augmentation supplémentaire de la pression et sans fracturation macroscopique de la roche. *In fine*, la production de gaz entraînerait une élévation faible du transport des radionucléides à travers la géosphère.

Le caractère probant de la démonstration présentée, qui inclut tant une description des processus étayée par de nombreux travaux scientifiques qu'une évaluation quantitative, est renforcé par l'analyse de nombreuses variantes aux scénarios de référence pour lesquels la conformité aux limites réglementaires d'impact radiologique est établie.

Annexe A au chapitre 5

5ème Programme-Cadre pour la Recherche et le Développement.

Structure et financement

Les projets en relation directe avec les recherches des axes 1 et 2 de la loi sont regroupés, dans le chapitre « Sûreté du cycle » dans les sous les sous-chapitres « Gestion des déchets et des combustibles usés et stockage » et « Séparation et transmutation » (voir tableau 1).

Ils recouvrent quasiment tous les aspects que la Commission a considérés dans ses rapports depuis 2000. La plupart de ces projets sont « à frais partagés » entre l'UE et les participants. Ils sont éventuellement regroupés en « *Clusters* » pour assurer la cohérence des recherches. Les recherches financées dans les autres domaines ne sont pas complètement déconnectées des préoccupations de la Commission (voir tableau 2).

Domaine	Nombre de projets	Coût total k€	Participation UE k€
Gestion des déchets et du combustible usé, stockage			
Stratégies de gestion	1	472	441
Evaluation des performances d'un stockage	6	7251	3844
Technologie de stockage, barrières artificielles	15	27533	11717
Comportement à long terme d'un stockage	19	23444	11791
Déchets et public	2	2151	1140
Total		60851	28933
Séparation et transmutation			
Séparation	3	17613	5098
Recherches de base sur la transmutation	3	13844	6500
Support technologique pour la transmutation	3	19063	7221
Combustible pour la transmutation	2	5362	2699
Etudes préliminaires pour un ADS	1	12101	5979
Réseau sur séparation et transmutation	1	427	397
Total		68410	27894

Tableau 1

Domaine	Nombre de projets	Coût total M€	Participation UE M€
Total 5ème PCRD Euratom	170	260,7	125,6
Total Opération de sûreté du cycle	71	85,4	43,5
Extension vie des centrales	31	35,4	18,2
Accident sévère	23	28,2	15,3
Concepts évolutionnaires	17	21,8	10,0
Total Sûreté du cycle	61	131,8	58,6
Gestion des déchets et du combustible usé, stockage	43	61	28,9
Séparation et transmutation	13	68,5	27,9
Déclassement installations nucléaires	5	2,3	1,8
Total « systèmes du futur »	15	23,8	12,1
Concepts innovants	15	23,8	12,1
Total Protection contre les rayonnements	23	19,7	11,4
Total 5ème PCRD hors Euratom	119	67,2	41,6
Rayonnements, environnement, sources industrielles et médicales, dosimétrie)	52	58,5	37,1
Formation et mesures d'accompagnement	62	8,7	4,5
Total Programme 5ème PCRD	289	327,9	167,2

Tableau 2

Composition de la Commission Nationale d'Évaluation au 1^{er} juin 2004

- **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.
- **Pierre Berest** - Ingénieur général des Mines. Laboratoire de Mécanique des Solides, École polytechnique.
- **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 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 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 de l'Académie des Sciences - Membre de l'Institut Universitaire de France.
- **Jean-Paul Schapira** - Directeur de recherche émérite au CNRS.
- **Claes Thegerström** - Président, SKB (Compagnie suédoise chargée de la gestion des déchets nucléaires).

Le secrétariat scientifique de la Commission Nationale d'Évaluation
est assuré par **Catherine Ponsot-Jacquín** et **Remi Portal**

Commission Nationale d'Évaluation

Tour Mirabeau - 15^{ème} étage
39-43 Quai André Citroën
75015 PARIS

☎ : 01 40 58 89 05

Fax : 01 40 58 89 38

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).

ACTAF - **Aquatic Chemistry and Thermodynamics of Actinides and Fission products** relevant to nuclear waste disposal, projet européen du 5^{ème} PCRD.

Actinide - Radioélément naturel ou artificiel, de numéro atomique compris entre 89 (actinium) et 103 (Lawrentium).

Actinides mineurs - Se dit des éléments actinides autres que l'uranium, le plutonium et le thorium. Les actinides mineurs sont formés dans les réacteurs par captures successives de neutrons par les noyaux du combustible (uranium, plutonium, thorium).

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 Partitioning 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.

AFCI - **Advanced Fuel Cycle Initiative**, programme du DOE (cf. cet acronyme) pour l'étude d'options innovantes relatives au cycle du combustible nucléaire.

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).

AMIGO - **Approaches and Methods for Integrating Geologic Information in the Safety Case**, projet international de l'AEN de l'OCDE pour l'intégration des connaissances géologiques dans l'évaluation de sûreté.

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 - Abréviation pour désigner les actinides.

Andra - **Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs**.

ANL - **Argonne National Laboratory** (laboratoire national d'Argonne aux États-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 pastilles 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.

appm - **Partie par million d'atomes**, unité de concentration molaire.

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 Opalinus - 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 Études 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).

ATR - **A**dvanced **T**est **R**eactor, réacteur d'essai de matériaux et de production de radio-isotopes, Idaho National Engineering Laboratory, Idaho, Etats-Unis.

ATW - **A**ccelerator **T**ransmutation of nuclear **W**aste - 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.

Barrières - Dans une installation de stockage, les barrières sont des dispositifs interposés entre les colis de déchets et le milieu qui les reçoit et capables d'empêcher, de limiter ou de retarder la dispersion des matières radioactives.

Bentonite - Roche argileuse formée principalement de beidellite et de montmorillonite (smectite). La bentonite MX80, dont l'emploi est envisagé pour la réalisation de barrières ouvragées, contient plus de 80 % de montmorillonite.

BGR - **B**undesanstalt für **G**eowissenschaften und **R**ohstoffe, Institut fédéral des sciences de la terre et des matières premières, Allemagne.

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 - **B**IOSphere **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 - **B**IOSpheric **M**odel **V**alidation **S**tudy - Étude de validation des modèles de la biosphère.

Biosphère - 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 - **B**ritish **N**uclear **F**uels **L**imited : Compagnie Britannique des combustibles nucléaires (Royaume-Uni).

BO - **B**arrière **O**uvragée.

Brabantite - Phosphate de calcium et de thorium, où calcium ou thorium pourraient être substitués par des éléments actinides (à la valence 3 ou à la valence 4) ; matrice étudiée à raison de son intérêt pour effectuer un conditionnement durable des éléments actinides séparés.

BRGM - **B**ureau de **R**echerches **G**éologiques et **M**inières.

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.

CAPRA - **C**onsummation **A**ccrue de **P**lутonium dans les réacteurs **R**apides - Programme de recherche du CEA qui vise à étudier la faisabilité de réacteurs à neutrons rapides conçus pour brûler du plutonium en quantité élevée.

Carottage - Extraction d'échantillons de roche pendant le forage ; ces échantillons sont prélevés par le carottier du forage et ont une forme cylindrique et un diamètre restreint (" une carotte ").

Castem - 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.

CBA - **C**haîne **B**lindée d'**A**nalyse : équipement de l'installation ATALANTE (voir ce mot).

CBP - **C**haîne **B**lindée de **P**rocédé : installation d'essai de pilotes de procédés, dans l'installation ATALANTE du CEA à Marcoule.

CEA - **C**ommissariat à l'**E**nergie **A**tomique.

CEMRACS - **C**entre d'**E**té **M**athématique de **R**echerches **A**vancées en **C**alcul **S**cientifique.

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 - **C**entre **E**uropéen pour la **R**echerche **N**ucléaire. 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.

Cible - Dans le domaine de la transmutation de radionucléides, désigne un contenant chargé de matières à exposer à un flux de neutrons pour en opérer la transmutation.

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, Al₂O₃ et SiO₂. Les deux principales catégories de ciments sont les ciments CPA et les ciments CLC. Les ciments CPA sont plus riches en Al₂O₃ qu'en SiO₂, les CLC sont plus riches en SiO₂ qu'en Al₂O₃ (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 **CO**nteneurs.

CODE BRIGHT - **CO**upled **DE**formation, **BR**ine, **G**as and **H**eat **T**ransport - 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).

Cogéma - **Compagnie générale des matières nucléaires**.

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.

Conditionnement - Le conditionnement est un processus industriel qui met en œuvre un matériau qui immobilise les déchets dans un matériau de blocage ou les incorpore au sein d'une matrice ET une ou plusieurs enveloppes dans laquelle sont placés les déchets immobilisés.

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'Orientation et de Suivi**, organe, créé par l'ANDRA, participant à la gestion du programme expérimental du laboratoire souterrain de Bure.

COSRAC - **Comité de Suivi des Recherches sur l'Aval du Cycle**, chargé, sous l'égide du MRT (voir cet acronyme), de la coordination des recherches menées dans le cadre de l'art. L 542 du Code de l'environnement.

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 - **Central Organisatie Voor Radioactief Afval** - Organisation centrale (hollandaise) pour les déchets radioactifs.

CPA - **Ciment Portland Artificiel**.

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 cor-

rosion ; 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 - Centre de Stockage de l'Aube - Centre de stockage des déchets radioactifs de catégorie A, géré par l'Andra (France) et actuellement en exploitation.

CSD - Colis Standard de Déchets ; dénomination de la Cogéma pour les conteneurs susceptibles de recevoir les déchets vitrifiés (CSD-V) et compactés (CSD-C).

CTT - Comité Technique Thématique constitué entre l'Andra et le CEA.

CU - Combustibles Usés.

CUBE - Conteneur Universel pour déchets **B** en Entreposage. Conteneur assurant à lui seul la fonction de confinement, et permettant de plus la reprise des déchets après la période d'entreposage.

DAIE - Demande d'Autorisation d'Implantation et d'Exploitation 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 à vie longue - Déchets nucléaires contenant des quantités significatives de radioéléments à période radioactive longue, c'est-à-dire dont la décroissance radioactive peut s'étendre sur plusieurs centaines voire milliers d'années.

Déchets de catégorie A - Déchets de faible et moyenne activité ne renfermant principalement que les émetteurs à vie courte ou moyenne (période ≤ 30 ans) et des émetteurs en faible quantité ($\leq 3,7$ GBq/t ou 0,1 Ci/t, limite de l'activité α après 300 ans).

Déchets de catégorie B - Déchets de faible et moyenne activité renfermant des émetteurs de longue période et notamment des émetteurs α en quantité importante ($> 3,7$ GBq/t ou 0,1 Ci/t en activité α , 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 1er 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.

Diagraphie - Mesures et enregistrements en continu (sous forme de courbes) des différentes caractéristiques des couches traversées au cours d'un forage (Mesures de la résistivité, de la densité, de la conductivité ... des roches traversées).

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).

DIFFUZON - 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'Energie des États-Unis, dont dépend l'office chargé de la gestion des déchets radioactifs d'origine civile (OCRWM).

Dogger - Age géologique du secondaire appartenant au Jurassique moyen s'étendant sur une période comprise entre 180 et 154 millions d'années.

dpa - Déplacement par atome, unité exprimant la fluence d'irradiation d'un solide exposé à un flux de neutrons ou de protons.

DTL - Drift Tube Linac - Structure accélératrice à tubes de glissement pour les énergies de 5 à 100 MeV.

DUPIC - Direct Use of spent PWR fuel in CANDU reactors, procédé de recyclage du plutonium engendré par les réacteurs REP dans des réacteurs de la filière CANDU de réacteurs modérés à l'eau lourde. Ce procédé de recyclage, développé en Corée, s'opère sans isoler le plutonium.

ECC - Entreposage de Coques Compactées, installation d'entreposage de colis CSD-C de l'installation nucléaire de base n° 116, exploitée par Cogéma (La Hague).

EDF - Electricité De France.

EEV-SE - Extension Entreposage de Verres-Sud-Est, installation d'entreposage de colis CSD-V de l'installation nucléaire de base n° 116, exploitée par Cogéma (La Hague).

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.

EKRA - Expertengruppe Entsorgungs-Konzepte Radioaktive Abfälle, groupe d'experts chargés par le gouvernement fédéral helvétique d'étudier les options de gestion à long terme des déchets radioactifs.

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 sub-surface - 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 Welenberg en Suisse.

Éponte - Chacune des surfaces limitant un filon ou une formation aquifère. L'éponte au-dessus du filon ou de l'aquifère est le toit, celle qui est en-dessous est nommée mur.

EPR - European Pressurized Water Reactor, modèle de réacteur à eau sous pression développé par Framatome S.A.

ESDRED - Engineering Studies and Demonstration of REpository Designs, projet intégré du 6^{ème} PCRD Euratom, dont l'objectif est de fournir une base commune pour l'élaboration de solutions techniques concernant les opérations de stockage des colis de combustibles usés et de déchets de haute activité au sein des formations géologiques profondes.

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.

FEBEX - 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 b 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 1er 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.

Gap - (pour un crayon d'assemblage nucléaire) jeu fonctionnel entre pastille combustible et gaine.

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 - GEstion des DEchets 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).

GEDEPEON - GEstion des DEchets et Production d'Energie par des Options Nouvelles.

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.

GEOTRAP - The OECD/NEA International Project of the Transport of Radionucléides in Heterogeneous Geologic Media – Projet international de l'AEN de l'OCDE pour l'étude du transport des radionucléides dans les milieux géologiques hétérogènes.

GIF - Generation IV International Forum : forum international « Génération-IV » associant des institutions de dix pays pour l'étude de réacteurs dits « de quatrième génération » et les cycles de combustible associés.

GOLDSIM - GOLDer Associates SIMulation 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), en utilisant 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 recherche des ions lourds (Darmstadt - Allemagne).

GWj - Gigawattjour, unité d'énergie ($1 \text{ GWj} = 24.10^6 \text{ kWh}$).

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.

HDEHP - Diester des alcools éthylique et hexylique et de l'acide orthophosphorique utilisé pour l'extraction des actinides et des lanthanides.

HEDTA - Acide Hydroxy-2-Ethylène Diamine TriAcétique.

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 ($\text{P}_2\text{W}_{17}\text{O}_{61}^{10-}$). 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^{ème} 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 $\text{Ba}(\text{AlTi})_2\text{Ti}_6\text{O}_{16}$.

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 - High Temperature Reactor, réacteur à haute température dont l'hélium est le fluide caloporteur, et le graphite, le modérateur.

HUPA - Effects of Humic substances on the migration of radionucléides : complexation and transport of actinides, projet européen du 5^{ème} PCRD.

Hydrochimie - Etude des réactions chimiques en milieu aqueux ; procédés chimiques mettant en jeu, *in fine*, des milieux aqueux (il peut y avoir passage par des phases liquides non aqueuses).

Hydrolyse - Décomposition de certains composés chimiques par l'eau ; complexation du cation le plus simple d'un élément par les anions hydroxydes.

Hydroxylamine - base organique de formule NH_2OH .

IHTE - Institute of High Temperature Electrochemistry, Moscou (Russie).

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.

IP - **I**ntegrated **P**roject, projet intégré, instrument de gestion du 6^{ème} PCRD.

IPHI - **I**njecteur de **P**rotons à **H**aute **I**ntensité ; tête d'accélérateur développé dans le cadre des systèmes hybrides et installé à Saclay.

IPN - **I**nstitut de **P**hysique **N**ucléaire du **C**NRS **I**N2P3 (Orsay).

IRSN - **I**nstitut de **R**adioprotection et de **S**ûreté **N**ucléaire.

ISAS - Logiciels d'intégration et de couplage d'autres logiciels.

ISMIR - **I**solants **M**odélisés sous **I**rradiation - Contrat (CEA-CNRS) de programme de recherches.

ITU - **I**nstitut des **T**rans**U**raniens - Centre Commun de Recherche situé à Karlsruhe (Allemagne).

JAERI - **J**apan **A**tomic **E**nergy **R**esearch **I**nstitute - Institut japonais de recherches sur l'énergie atomique.

JNC - **J**apan **N**uclear **C**ycle **D**evelopment **I**nstitute, Japon (N.B. : a succédé, le 1^{er} 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).

KI - **K**urchatov **I**nstitut, Moscou (Russie).

LANL - **L**os **A**lamos **N**ational **L**aboratory (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).

LINAC - **L**inear **A**ccelerator, accélérateur linéaire (de particules).

Lixiviation - Lessivage lent par l'eau.

Ln - Abréviation pour désigner les lanthanides.

Loi de Darcy - Expression de la perméabilité d'un milieu poreux où le flux d'eau (Q , m³/s) le traversant est relié aux paramètres dont il est fonction :

* ΔH : 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 (m²),

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 - **L**aboratoire pour l'**U**tilisation du **R**ayonnement **E**lectromagnétique. 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 - **M**oyenne **A**ctivité : se dit des déchets renfermant majoritairement des radionucléides à vie courte ou moyenne (≤ 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 - **M**inistry **A**dvisory **G**roup - 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.

MARCEL - **M**odule **A**vancé de **R**adiolyse dans les **C**ycles d'**E**xtraction-**L**avage : équipement expérimental du CEA (CEN VALRHO) pour les essais de réactifs de procédés d'extraction.

MARTHE - **M**odélisation d'**A**quifères avec maillage **R**ectangulaire, **T**ransport et **H**ydrodynamiqu**E** - Logiciel de modélisation hydrodynamique et hydrodispersive d'écoulements 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 - **M**Aquette de **SUR**générateur à **C**adarache - 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 coeur à combustible hétérogène axial CEA, utilisé aujourd'hui pour l'étude des milieux sous-critiques, et prochainement, des coeurs des réacteurs du futur (CEA, Cadarache, 1966).

MATCO - **M**ATrices de **C**onditionnement, programme de recherches du CEA sur des matrices nouvelles de conditionnement.

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.

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.

MID - Modèle d'Inventaire de Dimensionnement retenu par l'ANDRA pour ses études d'avant-projet de stockage (2002-2005).

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) - MOdélisation **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.

Monazite - Phosphate de lanthane, de thorium et de cérium, dans laquelle le lanthane pourrait être substitué par un élément actinide à la valence 3 ; matrice étudiée à raison de son intérêt pour effectuer un conditionnement durable des éléments actinides séparés.

MOP - Modèle **OP**érationnel, modèle exprimant le comportement à long terme d'un colis de déchets, conçu pour s'intégrer dans un schéma global de simulation du comportement d'un dépôt géologique.

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 de silicate de calcium hydraté (CSH), de 20-25 % d'hydroxyde de calcium Ca(OH)₂ (portlandite), de 10-20 % de monoaluminate monosulfate de calcium Ca₄Al₂O₆SO₄ 12H₂O (Afm), de monoaluminate trisulfate de calcium Ca₅Al₂O₃(SO₄)₃ 32H₂O (ettringite ou Aft) et de phases ferriques, de 0-5 % de soude (NaOH), potasse (KOH) et hydroxyde de magnésium Mg(OH)₂. La porosité de la matrice est d'environ 10 à 20 %.

MOX - **Mixed OX**ide - 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 **R**echerche et aux nouvelles **T**echnologies. 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).

MW_e - Unité de puissance, valant un million de watt, employée pour l'expression de la puissance électrique d'un système électrogène.

MW_{th} - Unité de puissance, valant un million de watt, employée pour l'expression de la puissance thermique d'un générateur de chaleur (notamment d'un réacteur nucléaire) constitutif d'un système électrogène.

MX 80 - Voir : Bentonite.

MYRRHA - Projet belge expérimental de système hybride complet de faible puissance.

NERI - Nuclear Energy Research Initiative, programme du DOE (cf. cet acronyme) pour le développement de l'énergie nucléaire par la recherche de moyens nouveaux.

NEWPART - **NEW PART**itioning Techniques (Nouvelles techniques de séparation) ; appellation d'un programme de recherches dans le cadre du 4^{ème} PCRD de l'Union Européenne et coordonnées par le CEA.

NF-PRO - **Near-Field PRO**ject, projet intégré du 6^{ème} PCRD Euratom, dont l'objectif est de décrire l'état des connaissances sur les phénomènes prépondérants dans la zone proche d'un stockage (« champ proche ») et de procéder aux modélisations correspondantes afin d'évaluer le rôle de cette zone dans la sûreté globale des stockages.

NMC - Nouvelles **Matrices de Conditionnement** ; programme du CEA (axe 3) qui regroupe toutes les études sur les matrices nouvelles de conditionnement.

NoE - **Network of Excellence**, réseau d'excellence, instrument du 6^{ème} PCRD.

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 États-Unis.

nTOF - **Neutron Time Of Flight** - Installation expérimentale 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 - **NU**clear waste **M**anagement **O**rganization 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 États-Unis, par amendement de la 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 généra-

tion actuelle sans compromettre la capacité des générations futures de satisfaire les 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 1^{er} octobre 1961, elle a succédé à l'OECE et comporte des membres non européens (États-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 PRACTICLAY 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.

PARIS (GdR) - Groupement de Recherche - Physico-Chimie des Actinides et autres Radioéléments aux Interfaces et en Solutions.

PARTNEW - Programme de recherches sur les séparations poussées, mené dans le cadre du 5^{ème} 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.

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_{el}, 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 (éthylènediamine-tétraacétique) souvent utilisé possède des propriétés de complexation.

PORFLOW - Code de calcul en éléments finis (2D - 3 D) 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, unité de concentration en masse.

PRACTICLAY - 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.

Prediver - Modèle de comportement à long terme du verre nucléaire en situation de stockage géologique.

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).

Produits de fission - Produits issus de la fission des noyaux d'actinides : césium, strontium, iode, xénon... Radioactifs pour la plupart, ils se transforment eux-mêmes en d'autres éléments. Ceux qui ne se désintègrent pas rapidement constituent une part des déchets radioactifs.

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 (Würrenligen, 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 - Etude des réactions chimiques à haute température ; procédés chimiques à haute température.

PYROCHIMIE - Programme de recherches sur les séparations pyrochimiques, mené dans le cadre du 5^{ème} PCRD (voir ce sigle).

PYROREP - PYROchemical REProcessing - Projet européen de recherche sur la séparation par voie pyrochimique.

Radiolyse - Décomposition de matière par des rayonnements ionisants.

Radionucléide - Noyau atomique instable, sujet à désintégration radioactive. Par extension, isotope d'un élément chimique.

R2 - Réacteur de recherche et d'essai de matériaux, exploité par Studsvik Nuclear AB au centre de recherches de Studsvik (Suède).

R7T7 - Ateliers de vitrification des déchets de haute activité de Cogema, (R7 pour l'usine UP₃ - T₇ 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 REDuction de la NOCivité 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^{ème} et 5^{ème} PCRD ayant pour but de prouver en vraie grandeur la faisabilité du scellement d'un forage et d'un puits dans une argile plastique.

Réversibilité - En parlant du stockage géologique des déchets radioactifs, exprime la possibilité d'inverser le cours d'une ou de plusieurs étapes au cours du projet de développement d'un dépôt géologique de déchets radioactifs, à quelque stade que ce soit.

RFQ - Radio Frequency Quadrupole - Quadripôle à radiofréquence pour accélérer, focaliser et comprimer des particules dans la gamme de 1 à 5 MeV.

RFS - Règle Fondamentale de Sécurité émise par la Direction Générale de la Sécurité Nucléaire et de la Radioprotection (DGSNR) - Ministère de l'Industrie et de l'Environnement.

RFS III.2.f - Règle Fondamentale de Sécurité définissant les objectifs et critères de sécurité 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 - Research Institute of Atomic Reactors, Dimitrovgrad (République Fédérale de Russie).

Rim - Couronne périphérique fortement altérée de la pastille combustible, constituant élémentaire du combustible des réacteurs à eau sous pression.

RMA - Rapport de Modération Accru.

RMN - Résonance Magnétique Nucléaire. Technique d'analyse basée sur la mesure de la fréquence de résonance de noyaux à fort moment magnétique (¹H, ¹⁹F, ³¹P, ¹³C ...). 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 Neutrons Rapides.

RNVL - RadioNucléide à Vie Longue.

RSF - Réacteur à Sel Fondu.

SAFIR (Rapport) - Safety Assessment and Feasibility Interim Report, 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 - Selective ActiNides EXtraction - Extraction sélective des actinides. Procédé en cours de définition par le CEA à Marcoule.

Saturation - (Géologie) Remplissage des pores d'une roche par un fluide.

SCK/CEN - Centre d'Etudes de l'énergie Nucléaire, 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 - Slutförvar För Radioaktivt 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 $\text{Si W}_{11} \text{O}_{39}^{8-}$.

SILHI - Source d'Ions Légers Haute Intensité - Unité de tête de IPHI (voir cet acronyme).

Silt - Terme général désignant un sédiment (ou une roche) composé de particules minérales de taille intermédiaire entre un sable et une argile ou un mélange des deux.

SIMS - Secondary Ion Mass Spectrometry (ou Spectroscopy) - Spectrométrie de masse à émission d'ions secondaires.

SINQ - Schweizerische Intensive Neutronen Quelle, source suisse de neutrons de spallation, PSI (cf. cet acronyme), Villigen, Suisse.

Sismique 3 D - Procédé géophysique de haute résolution fondé sur l'observation de la transmission d'ondes acoustiques.

SKB - Svensk Kärnbränslehantering AB - Société suédoise de gestion 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^{ème} PCRD, visant à l'étude de matériaux pour les systèmes sous-critiques avec accélérateur.

SPL - Super-conductive Proton Linac.

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).

Sub-surface - À faible profondeur sous la surface du sol.

Sur-conteneur - Enveloppe externe d'un colis de déchets conditionnés.

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 phase 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).

Tectonique - Phase géologique de déformation des roches et des terrains sous l'effet de variation de contraintes postérieures à leur dépôt. Ce peut être une phase tectonique globale comme l'évolution des plaques durant les temps géologiques qui entraîne des mouvements et des contacts d'une plaque sur l'autre (exemple : la tectonique alpine résulte de la rencontre de deux plaques et a créé une chaîne de montagnes et de nombreuses zones faillées) ou encore des phases à petite échelle ou locales comme la tectonique sédimentaire.

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.

TIG - Tungsten Inert Gas, procédé de soudage sous couverture de gaz chimiquement inerte.

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 (cf. ce mot).

Trisnergique - 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 Politècnica de Catalunya (Université Polytechnique de Catalogne).

Uranium appauvri - Produit résiduel après enrichissement de l'uranium naturel ; sa teneur en ^{235}U est voisine de 0,2 %.

URE - Uranium REenrichi ; désigne l'uranium de retraitement (URT) réenrichi afin d'être utilisé à nouveau dans le cycle du combustible.

URT - Uranium de ReTraitement ; 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 - VIbratory CompACTion, procédé de production de combustible nucléaire par compactage de petits granulés 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.

VNIINM - Institut pan-russe de recherche scientifique sur les matériaux inorganiques, Moscou.

WIPP - Waste Isolation Pilot Plant - 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 - EXperimental Accelerator Driven System - Projet international de démonstrateur expérimental de système (hybride) piloté au moyen d'un accélérateur de protons.

YAG - Yttrium Aluminium Grenat - Cristal utilisé pour la réalisation de lasers, utilisés notamment pour le soudage des métaux.

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 : ZrSiO_4)

Zircone - Appellation de l'oxyde de zirconium (ZrO_2).

Zirconolite - Silicate mixte de zirconium ($\text{CaZrTi}_2\text{O}_7$).

ZWILAG - ZWIischenLAGerung : installation d'entreposage de déchets radioactifs (Würenlingen, Suisse).