

**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° 11**

\*\_\*\_\*\_\*\_\*\_\*\_\*\_\*\_\*\_\*\_\*\_\*\_\*\_\*\_\*\_\*



# Sommaire

	<b>Pages</b>
<b>RÉSUMÉ ET CONCLUSIONS</b> .....	V
<b>Préambule</b> .....	1
<b>Chapitre 1 : Introduction</b> .....	3
<b>Chapitre 2 : Commentaires de la Commission sur les informations et documents portés à sa connaissance</b> .....	7
2.1. Auditions et déplacements la Commission - Documents reçus .....	7
2.2. Organisation de l'évaluation .....	8
2.3. Commentaires sur le texte du CEA « Principales conclusions et perspectives » .....	8
<b>Chapitre 3 : Axe 1 - Séparation et transmutation</b> .....	11
3.1. Résumé .....	11
3.2. Introduction .....	12
3.3. Etudes de scénarios .....	12
3.4. Séparation .....	15
3.4.1. Evaluation globale des recherches exposées dans le rapport de synthèse du CEA ...	16
3.4.2. Recherches en cours .....	21
3.4.3. Conclusion sur les résultats acquis en séparation poussée .....	22
3.4.4. Poursuite des recherches .....	23
3.5. Combustibles et cibles pour transmutation .....	23
3.5.1. Evaluation globale des recherches exposées dans le rapport CEA .....	24
3.5.2. Recherches en cours .....	27
3.5.3. Conclusion sur les cibles et combustibles .....	28
3.5.4. Poursuite des recherches .....	29
3.6. Transmutation .....	29
3.6.1. Evaluation de la faisabilité technique de la transmutation .....	29

3.6.1.1. Scénario MOX-UE Am dans les EPR	30
3.6.1.2. Scénario mixte EPR et RNR	30
3.6.1.3. Scénario à double strate EPR avec ADT	31
3.6.2. Résultats du projet PDS-XADS	32
3.6.2.1. L'accélérateur	33
3.6.2.2. Les trois concepts proposés pour un XADS et leur adéquation aux objectifs	33
3.6.2.3. Objectifs de sûreté et d'intégrité structurale	34
3.6.2.4. Eléments de coûts	35
3.6.2.5. Evaluation des besoins futurs en R & D. Le programme EUROTRANS	35
3.6.2.6. Conclusion	36
3.6.3. Conclusion sur la transmutation	36
3.7. Constat de la Commission concernant les recherches menées sur l'axe 1	38
Annexe au chapitre 3 - Teneurs en actinides dans les cibles et les combustibles pour la transmutation	41
<b>Chapitre 4 - Axe 2 - Stockage en formation géologique profonde</b>	<b>43</b>
4.1. Résumé	43
4.2. Avant propos : Critères de caractérisation d'un site potentiel de stockage	44
4.3. Introduction	48
4.4. Etat d'avancement des recherches sur le site de Bure	48
4.4.1. Avancées techniques	48
4.4.2. Propriétés des roches (site et secteur)	50
4.4.3. Concepts de stockage	59
4.4.4. Fonctionnement prévu du stockage	61
4.4.5. Simulation numérique	65
4.5. Réversibilité du stockage	67
4.6. Granite	68
4.7. Recherches complémentaires	68
4.7.1. Expériences en laboratoire souterrain	69
4.7.2. Caractérisation complète d'un éventuel site de stockage	70
4.7.3. Agencement des deux actions	70
4.8. Conclusion	70

## II

---

Annexes au chapitre 4

Annexe A - Avis de la Commission sur le Document Bilan et Travaux 2003 de l'Andra (BET)73

Annexe B - Réflexions sur la différence de salinité des eaux du Dogger, du Callovo-Oxfordien et de l'Oxfordien et sur les phénomènes osmotiques au sein du Callovo-Oxfordien . . . . .	75
Annexe C - Ordres de grandeur de la diffusion dans le Callovo-Oxfordien . . . . .	77
Annexe D - Description des matériaux de stockage prévus dans les différents modules . . .	79
<b>Chapitre 5 - Axe 3 - Conditionnement et entreposage de longue durée . . . . .</b>	<b>81</b>
5.1. Résumé . . . . .	81
5.2. Exposé introductif . . . . .	82
5.3. Conditionnement des déchets . . . . .	82
5.3.1. Procédés de conditionnement . . . . .	83
5.3.2. Conditionnements industriels et colis primaires de déchets . . . . .	85
5.3.3. Tenue des colis primaires de déchets . . . . .	87
5.3.4. Conclusion sur le conditionnement des déchets actuels . . . . .	89
5.3.5. Conditionnement céramique . . . . .	90
5.3.6. Recherches en cours et poursuite des recherches . . . . .	92
5.4. Entreposage de longue durée . . . . .	93
5.4.1. Entreposages industriels actuels des colis primaires de déchets . . . . .	93
5.4.2. Conteneurs pour colis primaires de déchets et d'assemblages de combustible usé . . .	94
5.4.3. Entrepôts de longue durée . . . . .	96
5.4.4. Stratégie de longue durée fondée sur des entreposages industriels . . . . .	100
5.4.5. Conclusion sur l'entreposage de longue durée . . . . .	100
<b>Chapitre 6 - PRECCI . . . . .</b>	<b>103</b>
6.1. Introduction . . . . .	103
6.2. Evaluation des recherches . . . . .	103
6.2.1. Caractérisation du combustible usé . . . . .	103
6.2.2. Combustible en entreposage . . . . .	104
6.2.3. Combustible en stockage . . . . .	104
6.3. Modèles opérationnels . . . . .	105
6.4. Conclusion . . . . .	105
Annexe au chapitre 6 . . . . .	107
<b>Chapitre 7 - Etat des recherches et des réalisations à l'étranger . . . . .</b>	<b>111</b>
7.1. Vue d'ensemble . . . . .	111
7.2. Séparation et transmutation . . . . .	112
7.3. Stockage géologique des déchets . . . . .	113

7.3.1. Aperçu des recherches dans les principaux pays membres de l'OCDE . . . . .	113
7.3.2. Avancement de grands projets européens (FEBEX, SELFRAC et RESEAL) . . . . .	113
7.3.3. Dossier « <i>Entsorgungsnachweis</i> » de Nagra (Suisse) . . . . .	114
7.3.4. Avancement des expériences au Mont Terri . . . . .	115
7.4. La gestion des déchets radioactifs en Suède : un système complet . . . . .	117
7.4.1. Politique suédoise de gestion des déchets radioactifs et du combustible utilisé . . . . .	117
7.4.2. Dépôt final de déchets de faible et moyenne activités et à vie courte (SFR, Forsmark) . .	118
7.4.3. Entrepôt de combustibles irradiés (CLAB, Oskarshamn) . . . . .	118
7.4.4. Conteneurage et stockage du combustible utilisé et des déchets de haute activité en formation géologique profonde . . . . .	118
 Annexes au chapitre 7	
Annexe A - Liste des projets (en cours d'exécution) du 6 <sup>ème</sup> PCRD, relatifs au stockage géologique, à la séparation et la transmutation . . . . .	121
Annexe B - Atalante 2004 - 21-24 juin - Nîmes . . . . .	123
Annexe C - Avancements des grands projets européens . . . . .	127
 <b>Annexes au rapport</b>	
Annexe 1 - Composition de la Commission Nationale d'Evaluation au 1 <sup>er</sup> juin 2005 . . . . .	131
Annexe 2 - Rapport au nom d'un groupe de travail mixte - La relation dose-effet et l'estimation des effets cancérogènes des faibles doses de rayonnements ionisants - Maurice TUBIANA et André AURENGO - Résumé et conclusions . .	133
Annexe 3 - Brève synthèse de l'inventaire des colis de déchets radioactifs français et des prévisions . . . . .	137
 <b>Glossaire</b> . . . . .	 139

# Commission Nationale d'Évaluation

## RÉSUMÉ ET CONCLUSIONS

L'an dernier en préambule à son rapport annuel la CNE avait fait une synthèse provisoire des résultats des recherches conduites dans le cadre de la loi de 1991 par le CEA, pilote des recherches des axes 1 et 3, et par l'Andra, pilote de l'axe 2. Cette synthèse mettait en perspective les recherches conduites depuis 1992 sur la gestion des déchets de haute activité et à vie longue (MAVL et HAVL). La CNE y avait évalué, axe par axe, les résultats obtenus à cette époque au regard de l'échéance de 2006. Cette synthèse faisait aussi état de la nécessité de poursuivre certaines recherches, au-delà de 2006, afin d'achever des expériences en cours et d'en prolonger d'autres vers des réalisations concrètes. Elle évoquait enfin les domaines de recherche non couverts jusque là en relation avec la gestion des déchets relevant de la loi (radioprotection, sociologie, économie).

Le CEA a diffusé en décembre 2004 deux rapports de synthèse exposant l'ensemble des résultats obtenus à cette date sur la séparation, la transmutation, le conditionnement et l'entreposage. Ces rapports présentent toutes les recherches conduites par le CEA en collaboration avec une large communauté scientifique nationale, voire internationale. La CNE a évalué en détail ces recherches depuis 1994 dans ses dix rapports annuels. Dans le présent rapport elle peut donc donner une évaluation globale de l'ensemble des résultats obtenus à ce jour sur les axes 1 et 3. L'Andra n'a pas encore communiqué à la CNE un rapport de synthèse des recherches qu'elle a pilotées, également dans le cadre de larges programmes nationaux ou internationaux, mais elle lui a fourni de nombreux documents préparatoires. La CNE est par ailleurs restée très attentive à l'avancée continue des connaissances acquises à Bure et à la préparation des expériences à venir. Dans le présent rapport elle évalue à la fois les récents résultats obtenus à

Bure et la somme des résultats acquis relatifs à l'axe 2.

La synthèse provisoire établie l'an dernier contient l'essentiel de l'évaluation de la CNE. Elle est reprise ici et complétée en tenant compte des nouveaux éléments portés à la connaissance de la CNE par les pilotes des recherches de la loi.

### **AXE 1 - SÉPARATION**

Dans sa synthèse de 2004 la CNE avait ainsi résumé son évaluation sur la séparation poussée : *globalement, les recherches françaises sur la séparation ont été innovantes et ont conduit à des résultats suffisants pour envisager une mise en application industrielle. Elles se situent au meilleur niveau international.*

Cependant la CNE faisait remarquer que la démonstration de la faisabilité technique de la séparation poussée était en retard sur le planning initialement annoncé par le CEA. Cette démonstration est une étape importante, qui, après celle de la faisabilité scientifique franchie avec succès en 2001, ouvre la voie à des démonstrations sur pilote industriel. Elle nécessite la mise en œuvre de nouvelles installations de génie chimique en milieu actif à Atalante, dont il convient, en premier, que le fonctionnement soit assuré. Les tests de fonctionnement de ces installations ont été achevés début 2005 et les expériences proprement dites sont en cours. Le CEA est confiant dans l'aboutissement des expériences programmées mais il n'attend pas de résultats complets sur les procédés de séparation poussée mis à l'épreuve de la faisabilité technique avant la mi 2006. Fin 2005, le dossier de la faisabilité technique de la séparation poussée ne pourra donc faire état que de résultats partiels. La CNE constate que la preuve de la faisabilité technique





risque de ne pas être totalement établie à cette date.

Un long chemin reste donc à parcourir pour développer, jusqu'au stade industriel, la séparation poussée, parallèlement au développement des systèmes de transmutation et en considération de leurs exigences et leur disponibilité. De nouvelles orientations pour la transmutation incitent à examiner des inflexions dans la façon d'aborder la séparation des actinides du combustible usé. Quoi qu'il en soit, les expériences de séparation poussée devraient être poursuivies, après 2006, pour prendre progressivement plus d'ampleur vers une démonstration de faisabilité de type industriel. Cependant, une mise en œuvre anticipée de la séparation poussée par rapport à l'échéance de la mise en œuvre de la transmutation poserait le problème de l'entreposage des éléments séparés sur quelques décennies. Les premières études du CEA sur un tel entreposage font apparaître des difficultés.

***En conclusion, la CNE confirme son évaluation précédente sur les recherches conduites en séparation poussée qui ouvrent des perspectives concrètes.***

## **AXE 1 - TRANSMUTATION**

En ce qui concerne la transmutation l'évaluation de la CNE dans sa synthèse de 2004 avait été résumée de la façon suivante : *il n'y aura pas, en 2006, d'arguments décisifs pour prendre une décision de nature scientifique, technique ou industrielle sur la transmutation. Quoi qu'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.*

Les informations recueillies depuis l'an dernier confirment cette évaluation.

Les conclusions sur les possibilités de transmutation en réacteur critique demeurent inchangées. Le multi-recyclage du plutonium et des actinides mineurs dans les réacteurs REP est une opération techniquement très difficile et aux performances médiocres. La faisabilité scientifique de la transmutation en spectre de neutrons

rapides des actinides mineurs (sauf du curium) a été établie expérimentalement sur des aiguilles placées dans des assemblages du cœur du réacteur Phénix, pour le domaine reconnu par l'expérience. Pour être efficace, la transmutation doit se poursuivre sur des durées nettement supérieures à celles d'un cycle d'irradiation en réacteur et suppose donc plusieurs recyclages des radionucléides à transmuter. La démonstration de la faisabilité technique nécessitera de multiples et longs essais sur aiguilles, puis à l'échelle de l'assemblage. Le CEA fonde de grands espoirs sur le RNR-gaz, retenu dans le programme international *Generation IV* et choisi par le CEA, mais ce réacteur n'est qu'à l'état de concept. La CNE ne dispose d'aucun élément d'appréciation quant à sa faisabilité et à ses performances de transmutation.

Les systèmes sous-critiques pilotés par accélérateur (ADS) sont potentiellement intéressants en ce qu'ils permettraient la destruction des actinides mineurs en évitant de compliquer le cycle du combustible des réacteurs électrogènes. Des études théoriques et expérimentales sont menées depuis plus de dix ans (Europe, USA, Japon). Le rapport de synthèse du projet PDS-XADS visant à la construction d'un démonstrateur expérimental « XADS » vient d'être établi. Les « verrous technologiques » concernent les techniques du réacteur, du combustible et des installations du cycle. L'avènement de ces équipements pourrait, selon le CEA, se situer à l'horizon 2045.

L'étude des combustibles et cibles pour la transmutation, thème commun à tous les systèmes de transmutation, est un des points forts des recherches menées par le CEA depuis longtemps mais la faisabilité technique n'est acquise que pour les combustibles à base d'oxydes peu chargés en actinides mineurs (pour REP, RNR-Na). Les expériences pour tester des concentrations plus élevées ou de nouveaux composés sont en cours ou programmées.

Les sérieuses difficultés inhérentes à la transmutation des actinides mineurs, qui se posent au sujet de la fabrication, de l'irradiation et du retraitement des cibles ou combustibles supports de la transmutation, suscitent, à juste titre, un regain d'intérêt pour le cycle du thorium qui réduit fortement la production des actinides



supérieurs. Mais la reprise des recherches sur le cycle au thorium, interrompues il y a 30 ans, n'en est qu'à ses débuts ; ces recherches mériteraient un effort plus important que celui qui lui est actuellement accordé.

En l'état actuel des connaissances, seule, parmi les produits de fission à vie longue, la fraction soluble du technétium pourrait être transmutée.

Enfin la transmutation n'est guère envisageable pour les actinides déjà vitrifiés. La reprise des colis de verre n'est pas techniquement impossible mais elle conduirait à des opérations complexes et lourdes. Le statut des colis de verre est quasi scellé comme colis de déchets ultimes. Ces colis relèvent alors, avec les colis de déchets MAVL, sur lesquels il n'y a pas d'ambiguïté de statut, du stockage géologique.

***Ainsi pour la transmutation, on ne dispose pas à ce jour d'un système dont la faisabilité technique en situation de transmutation est démontrée. Un long chemin reste à parcourir. La transmutation est un espoir qui repose sur des machines qui n'existent pas à ce jour, qu'elles appartiennent à la (aux) filière(s) des réacteurs de génération IV ou à celle des ADS.***

## **AXE 2**

Dans sa synthèse de 2004 la CNE avait résumé son évaluation des recherches de l'axe 2 en trois points : recherches concernant le site de Bure, possibilités ouvertes par ces recherches et lien entre stockage et entreposage.

Pour les recherches concernant le site de Bure, elle a écrit : *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 pertinent et dense, même si certaines durées d'expérimentation et d'observation sont trop courtes pour aboutir à des résultats d'ici 2006. Sauf éléments nouveaux résultants de ce programme, le Parlement devrait recevoir en 2006, les données suffisantes pour décider ou non de la poursuite de la recon-*

*naissance du site et du secteur en vue de la création éventuelle d'un stockage souterrain.*

Les résultats acquis cette année sont marqués par la fin des programmes de forages de reconnaissance, par le creusement des puits et des premières dizaines de mètres de galeries du Laboratoire souterrain. Le creusement de la niche à 445 m a permis de lancer une série d'observations et d'acquisitions de données sur la caractérisation de la zone endommagée par l'excavation (EDZ) au droit de zones potentielles de scellement d'un puits et sur le comportement différé du massif suite au creusement du puits. Cependant l'analyse de l'endommagement et du comportement mécanique des argilites dans les conditions mêmes du laboratoire et d'un site de stockage devra être approfondie. Les recherches menées dans la niche permettront également de compléter les mesures de perméabilité et de pression et de mettre en place les expériences de diffusion et de prélèvement pour l'analyse des eaux et des gaz. Le programme expérimental prévu dans la galerie creusée à 490 m, dans la couche cible du Callovo-Oxfordien, devrait pouvoir être mené conformément au calendrier prévisionnel de l'Andra, jusqu'à la fin 2006.

L'évaluation de la CNE concernant les possibilités ouvertes par les recherches concernant le site de Bure était la suivante : *on peut estimer qu'au terme de la loi, en 2006, il n'existera pas d'obstacle dirimant qui empêcherait le Législateur de décider du principe du stockage des déchets à vie longue dans le secteur étudié. La qualification de la roche est dès maintenant en bonne voie d'être acquise et celle du secteur devra être confirmée à l'issue des travaux de 2006. Mais il restera néanmoins des questions techniques de génie minier et de matériaux qui devront recevoir une réponse en temps utile.*

Sur ce point la CNE a eu connaissance des résultats des 27 forages qui ont été réalisés. Les résultats de la campagne de forages, verticaux ou dirigés, réalisée dans le secteur de Bure a en particulier apporté une moisson d'informations considérable sur la couche-hôte et sur le site. L'examen de l'ensemble des données a permis d'améliorer le modèle géologique et hydrogéologique du secteur et de récupérer par carottage vertical ou horizontal 4,2 km de roche dont



2,3 km dans le Callovo-Oxfordien. Ces échantillons ont été à l'origine de nombreux travaux de laboratoire faisant intervenir, outre les contractants de l'Andra, la communauté scientifique française et européenne. Les chercheurs impliqués ont mis en œuvre les techniques les plus modernes, notamment pour les diagraphies, les essais dans les forages et l'analyse géochimique des eaux. Ils ont interprété les données selon les règles de l'art en utilisant les dernières connaissances et méthodes de la science.

La couche d'argilite du Callovo-Oxfordien montre une remarquable continuité latérale et une homogénéité de composition et de structure, qui exclut un changement latéral (comme le passage à un lit de sable ou de silt). Les forages positionnés pour reconnaître en place les anomalies sismiques d'interprétation incertaine ont montré l'absence de failles et l'attribution de ces événements à des épisodes coralliens lors du dépôt des sédiments. Pour le Callovo-Oxfordien, l'ensemble des résultats témoigne du long temps de résidence des eaux porales des argilites, de la faible perméabilité de la roche, d'une remarquable régularité stratigraphique et minéralogique, ainsi que d'une absence de fractures conductrices dans les zones aujourd'hui reconnues. Les mesures de perméabilité effectuées sur les échantillons ont montré des valeurs extrêmement faibles. Enfin les prélèvements d'eau effectués dans les aquifères situés au-dessus et au-dessous de la couche ont montré des âges très différents des eaux, ce qui est cohérent avec l'hypothèse d'absence d'écoulements convectifs significatifs au sein de l'argilite et de traversée de la couche par les eaux.

À l'échelle de la zone de transposition d'environ 200 km<sup>2</sup> étudiée par l'Andra, les travaux effectués permettent de proposer un modèle géologique sur lequel les propriétés de l'argilite, étudiées de manière approfondie au niveau du site, peuvent être transposées. La continuité et l'homogénéité des couches géologiques sont bonnes, les gradients hydrauliques entre les aquifères ont été confirmés comme faibles et aucune faille majeure n'a été identifiée au cours des reconnaissances sismiques ou par forage.

Si, à ce jour, aucun élément rédhibitoire à l'implantation d'un site de stockage n'a été mis en

évidence, de nombreuses recherches restent encore nécessaires pour qualifier le secteur de Bure. Des résultats préliminaires pourront être acquis d'ici 2006 par les expériences lancées dans les galeries, mais ceux-ci devront être confirmés et précisés dans la durée. Les expérimentations *in situ* mises en place en 2005 dans le laboratoire souterrain, l'analyse dans le temps du comportement mécanique et thermique de la roche et de l'EDZ, l'étude du devenir des gaz générés par le stockage et leur impact sur la migration des radionucléides nécessitent plusieurs années d'un suivi continu. Néanmoins en décembre 2005, l'Andra devrait pouvoir présenter des éléments scientifiques suffisants pour que le législateur puisse porter un jugement fondé quant à la poursuite de travaux de grande ampleur.

Dans toute reconnaissance en milieu souterrain, de mauvaises surprises ne peuvent être totalement exclues. Il sera indispensable de compléter les recherches menées dans le laboratoire souterrain par des études géologiques approfondies couvrant le site envisagé pour un stockage. Un projet de cette ampleur devra donc être mené par étapes, avec une succession de rendez-vous précis permettant de faire le point des acquis, d'évaluer les incertitudes qui demeurent et de définir la stratégie de recherche et d'exploration de la phase suivante si la décision est prise de poursuivre. Chaque étape pourrait avoir une durée de trois à cinq ans, suffisante pour permettre un contrôle optimal des acquis et suffisamment brève pour détecter rapidement les difficultés qui pourraient survenir.

Enfin la CNE avait attiré l'an dernier l'attention sur l'interdépendance entre entreposage et stockage en écrivant : *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.*

La CNE constate que les concepts et l'architecture du stockage proposés par l'Andra sont considérablement clarifiés en comparaison de ceux présentés dans le dossier 2001. Ils tiennent



mieux compte des caractéristiques de la couche (épaisseur, résistance mécanique, propriétés de rétention), ils n'envisagent que deux grands types d'alvéoles et proposent un dessin modulaire, en arborescence, qui permet une implantation rationnelle des bouchons et prend en compte la réversibilité. A cet égard la CNE rappelle qu'elle a donné en 1998, à la demande du gouvernement, un avis favorable sur la réversibilité. Les concepts et l'architecture du stockage doivent rester modifiables avec les progrès dans la connaissance du milieu et de l'ingénierie.

En revanche, la CNE constate qu'il ne lui a pas été présenté d'études approfondies de l'optimisation de la durée de l'entreposage des colis thermiques.

La simulation est une nécessité pour étudier le comportement d'un stockage à l'échelle des millénaires et en particulier la migration des radionucléides. Les recherches conduites depuis quelques années à l'Andra dans ce domaine ont abouti à un programme de simulation d'un bon niveau dont les résultats seront présentés dans le dossier « Argile 2005 ».

*En conclusion la CNE confirme son évaluation favorable précédente sur les recherches conduites à Bure au titre de l'axe 2 de la loi. Les qualités de confinement de l'argilite du Callovo-Oxfordien sont confortées par les dernières observations in situ dans le laboratoire et par les résultats obtenus sur les carottes prélevées dans les couches géologiques du site de Bure. Les résultats des premières expériences et mesures réalisées dans le laboratoire seront disponibles fin 2005, comme le prévoyait le calendrier.*

### **AXE 3 - CONDITIONNEMENT DES DÉCHETS**

Dans sa synthèse de 2004 la CNE avait donné une évaluation positive des recherches sur le conditionnement primaire des déchets bruts de retraitement, évaluation qu'elle renouvelle. Il est clair que la fabrication actuelle des colis industriels primaires de déchets MAVL et HAVL et leur entreposage industriel sont maîtrisés. Le CEA et les industriels disposent d'installations performantes pour caractériser tout colis de déchets radioactifs. Les comportements à court

et à long terme des colis de déchets et du combustible usé dans diverses situations ont été raisonnablement établis. Les recherches ouvrent de bonnes perspectives pour de nouveaux conditionnements, si cela devenait nécessaire (verres et céramiques à haute température). Il convient cependant de poursuivre des recherches pour consolider certains résultats, notamment sur la tenue de certains verres et sur les possibilités de confinement offertes par les céramiques afin de disposer d'une large panoplie de conditionnements confinant les radionucléides à vie longue sur le long terme.

*La CNE considère que les recherches de l'axe 3 aboutissant à la fabrication des colis industriels primaires de déchets ont conduit ce domaine à la maturité. Elles ouvrent également des perspectives concrètes pour adapter les conditionnements à de futurs déchets et aux déchets non encore conditionnés.*

### **AXE 3 - ENTREPOSAGE DE LONGUE DURÉE DES COLIS PRIMAIRES DE DÉCHETS**

L'évaluation que la CNE avait portée dans sa synthèse de 2004 sur les recherches pour l'entreposage était nuancée. Elle était formulée ainsi : *la possibilité pour un entreposage de durer au-delà du siècle n'a pas été prouvée. 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, paraît la solution optimale, suivi d'un transfert - si possible sans reconditionnement - dans un site de stockage, dès que ce dernier sera agréé par l'autorité de sûreté. La réversibilité du stockage, si elle est assurée, permettrait encore pendant plusieurs décennies d'apporter des corrections au projet initial de gestion des colis de déchets.*

Les éléments dont la CNE a eu connaissance au sujet de l'entreposage de longue durée (ELD) apportent les compléments suivants.

L'entreposage de longue durée (de l'ordre de 300 ans) des colis primaires de déchets ou d'assemblages de combustible usé mis en étui, ou leur stockage en formation géologique, demandent la réalisation de conteneurs durables. Des conteneurs pour de tels objets à usage mixte





ELD/stockage ont été conçus par le CEA qui en a réalisé des démonstrateurs technologiques. La durabilité de ces conteneurs reste à établir. Ceci a débuté pour les conteneurs métalliques et reste à faire pour les conteneurs en béton. La CNE a examiné en janvier 2005 ces démonstrateurs. Elle note qu'il s'agit d'objets dont elle ne connaît pas encore de façon précise les spécifications imposées au constructeur, ni les essais à mener pour en caractériser toutes les propriétés, essais qu'il sera nécessaire de mener dans un proche avenir. La CNE ne peut donc pas évaluer leur aptitude à remplir les fonctions qu'ils doivent assurer dans la longue durée.

L'entreposage des colis primaires de déchets est possible pendant une centaine d'années dans les installations industrielles récemment réalisées auprès des usines de retraitement. Ces installations ne semblent poser aucun problème. Les déchets vitrifiés sont entreposés à sec. Tous les colis de verre issus du retraitement du combustible usé du parc actuel de réacteurs pourraient être entreposés (éventuellement jusqu'à un siècle) moyennant des travaux d'extension et de maintenance des entrepôts industriels existants. De leur côté, les combustibles usés sont entreposés en piscine, dans l'attente de leur retraitement, pour une ou plusieurs décennies.

Des modèles d'installations d'entreposage de longue durée en surface ou en sub-surface ont été proposés et une nouvelle installation expérimentale pour l'étude en vraie grandeur du refroidissement naturel des entrepôts a été réalisée. La durabilité du béton des ouvrages de génie civil des entrepôts, ne peut être garantie (au sens habituel de ce terme en construction) au-delà d'une centaine d'années, que ce soit vis-à-vis d'une température de l'ordre de 80 °C, des cycles thermiques ou des interactions avec le milieu naturel environnant. Toutefois, le CEA, après avoir avancé dans ses études d'altération du béton, pense que cette durée peut être dépassée. L'étude des ouvrages de génie civil n'a pu être qu'ébauchée. Nul ne pouvant réellement s'avancer sur la durabilité des bétons au-delà du siècle, il en découle que, pour une durée supérieure, une surveillance active et, si nécessaire, une reconstruction des installations doivent être envisagées. Une autre difficulté est de nature

différente : l'existence d'un dépôt de matières radioactives nécessitant une surveillance et une maintenance continues exige une continuité de l'édifice social.

L'entreposage en sub-surface est une installation discrète, résistante aux agressions extérieures naturelles ou accidentelles. Mais toute étude approfondie nécessitera de prendre en compte les particularités de sites d'application. Le gros œuvre d'un entreposage de sub-surface devrait être réalisé par creusement au sein d'une formation géologique dont la stabilité est avérée.

La fonction principale de l'entreposage est d'assurer la compatibilité entre des procédés de gestion des déchets dont les échelles de temps sont très différentes, de la décennie aux siècles. Il peut aussi être considéré comme une possibilité de différer les décisions de gestion, mais il amorce alors un processus de transfert de responsabilité sur les générations à venir.

*En conclusion, les recherches conduites dans l'axe 3 de la loi ne sont pas achevées, hormis pour l'entreposage industriel des déchets actuels de retraitement. Les programmes en cours sur les conteneurs d'entreposage et de stockage doivent se poursuivre. Pour aller plus loin que des études génériques sur les entrepôts de longue durée, il conviendrait de sélectionner un site potentiel d'entreposage.*

## CONCLUSION GÉNÉRALE

La CNE rappelle qu'un résumé de son évaluation des résultats acquis dans les trois axes de recherche, a été présenté à l'Office parlementaire lors des auditions publiques des 20, 27 janvier et 3 février 2005.

La CNE publiera en janvier 2006 son rapport global. Elle évaluera ensuite, conformément à sa mission, les résultats qui pourraient lui être présentés durant l'année 2006.

La synthèse de 2004 comportait deux appréciations sur l'ensemble des recherches, que la CNE reprend cette année :

*Les dossiers qui seront soumis en 2006 au Parlement par les acteurs de la loi devraient fournir au Législateur les éléments techniques lui per-*



*mettant 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.*

**La CNE considère que c'est dans l'axe 2 que les progrès les plus significatifs ont été accomplis au cours de la dernière année. Les informations recueillies par l'Andra permettront aux Pouvoirs publics, s'ils le souhaitent, de retenir le principe du stockage géologique profond pour les déchets ultimes.**



# Préambule

Le présent rapport annuel de la Commission nationale d'évaluation, instituée par la loi du 30 décembre 1991, fait état de l'avancement des recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue, un an avant l'échéance de la loi, qui dispose, en son article 4, que les recherches soient simultanément poursuivies selon trois orientations :

1 - la recherche de solutions permettant la séparation et la transmutation des éléments radioactifs à vie longue présents dans ces déchets ;

2 - l'étude des possibilités de stockage réversible ou irréversible dans les formations géologiques profondes, notamment grâce à la réalisation de laboratoires souterrains ;

3 - l'étude de procédés de conditionnement et d'entreposage de longue durée en surface de ces déchets.

La Commission s'est fondée sur l'ensemble des documents et des informations qui lui ont été communiqués par les acteurs et dont une récapitulation figure au chapitre 2.

Le présent rapport, qui fait également état des recherches et des réalisations effectuées à l'étranger, précède le rapport global d'évaluation des recherches, qui sera établi en 2006 au plus tard, conformément à la loi.

Les symboles chimiques des éléments fréquemment cités dans ce rapport sont :

U	uranium
Np	neptunium
Pu	plutonium
Am	américium
Cm	curium
I	iode
Tc	technétium
Cs	césium
An	symbole générique pour les actinides
AM	symbole générique pour les actinides mineurs (Np, Pu, Am)
Ln	symbole générique pour les lanthanides



# Chapitre 1

## Introduction

Les dangers spécifiques des déchets radioactifs ultimes sont ceux liés à une exposition des personnes aux rayonnements ionisants qui, pour les déchets relevant de la loi, doit être prise en compte sur des durées de l'ordre des périodes radioactives des radionucléides « à vie longue » contenus dans ces déchets. Pour s'en prémunir à court terme et à long terme, leur gestion nécessite des modalités particulières et des moyens spéciaux. Les objectifs à atteindre sont fixés par l'article premier de la loi : « *La gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue doit être assurée dans le respect de la protection de la nature, de l'environnement et de la santé, en prenant en considération les droits des générations futures.* » La gestion à long terme peut en effet se concevoir selon deux approches. Dans la première, la société - c'est-à-dire les générations futures - prend en charge la surveillance indéfinie des déchets ; dans la seconde, on utilise les ressources de la technologie et de la nature pour mettre en place un stockage ne nécessitant pas, après une phase de réversibilité, une surveillance indéfinie par la société. La Commission s'est placée dans le cadre de cette deuxième approche qui évite d'imposer aux générations futures un fardeau, dans l'esprit de l'article 1<sup>er</sup> de la loi de 1991. Dans ce cas, le stockage indéfini des déchets ultimes ne peut être qu'en couches géologiques profondes, en raison des dangers qu'ils représentent et qui rendent l'autre solution, le stockage indéfini en surface, inappropriée du point de vue de la sûreté.

La méthode actuelle de gestion de ces déchets vise *in fine* à les conditionner sous forme de colis de déchets propres à un entreposage, ou convenant à leur stockage dans des formations géologiques. Cela confine les radionucléides contenus dans les déchets. En outre, dans le cas où l'on traite les combustibles usés, ces opérations conduisent à rejeter des effluents radioactifs à l'environnement en s'assurant d'une dispersion aussi efficace que possible, sans risques de concentration ultérieure. L'entreposage, quant à lui, permet une diminution de la radioactivité et de la puissance thermique des colis exothermiques.

Une méthode innovante est à l'étude, consistant à recycler certains radionucléides dans des réacteurs nucléaires par transmutation de façon à réduire leur potentiel de nuisance. Rappelons que le terme « transmutation » recouvre ici les deux processus de fission et de capture dont un réacteur est le siège, au cours desquels les radionucléides à vie longue peuvent être transformés en radionucléides à vie courte.

Les modalités de gestion des déchets radioactifs doivent être justifiées en considération des risques radiologiques actuels et futurs, qu'il est essentiel de prévoir et de prévenir. Pour cela il est nécessaire de connaître de façon approfondie l'évolution à long terme de tous les éléments des systèmes mis en place pour protéger l'homme et l'environnement. Toutefois, dans un avenir plus ou moins lointain, une partie des radionucléides à vie longue reviendront à la biosphère. Cette évolution doit pouvoir être représentée par des modèles et étudiée par simulation afin de calculer les doses reçues à partir desquelles les risques peuvent être évalués.

L'évaluation des risques radiologiques encourus dépend, in fine, de l'évaluation des effets biologiques des rayonnements ionisants émis par les radionucléides arrivant dans la biosphère, à quelque instant que ce soit. L'évaluation de ces effets fait l'objet d'intenses recherches qui dépassent le champ de la loi de 1991. L'Académie des sciences et l'Académie de médecine en ont analysé les résultats dans un récent rapport dont le résumé est joint en annexe 2.

Les modalités de gestion des déchets radioactifs, présentes et futures, dépendent ou dépendront des pratiques de l'industrie nucléaire civile et militaire et des matières nucléaires et déchets déjà accumulés dont l'Agence nationale de gestion des déchets radioactifs (Andra) a fait et publié récemment l'inventaire. L'Andra a aussi élaboré des prévisions de production de colis de déchets jusqu'en 2020, en fonction d'hypothèses de production d'électricité d'origine nucléaire. Une brève synthèse de l'inventaire et des prévisions effectuées est présentée en annexe 3.

L'Andra a pu, par son travail d'inventaire, réduire les incertitudes sur l'évaluation de la source de risque potentiel. Celui-ci est souvent représenté par un indicateur global, « l'inventaire de radiotoxicité », qui ne permet pas cependant, à lui seul, une appréciation des risques radiologiques et de leur évolution, mais qui, en raison de sa simplicité apparente, mérite d'être pris en considération en complément aux évaluations de risques résiduels, c'est-à-dire ceux réellement encourus avec les installations créées pour protéger l'homme des déchets radioactifs, notamment les installations de stockage géologique profond. La comparaison des deux types de risques entre eux, risques potentiels et risques résiduels, doit être faite en fonction du temps. Par ailleurs, l'appréciation des risques résiduels est affectée d'incertitudes notables s'accroissant à mesure que l'horizon temporel d'analyse s'éloigne, justifiant ainsi que les principes et moyens de gestion soient choisis en considération du *principe de précaution* inscrit dans la Charte de l'environnement de 2004.

La contamination par les radionucléides, présents dans les déchets, est un risque multimillénaire qu'il est possible de prévenir en confinant les déchets radioactifs solides pour les isoler de la biosphère pendant une durée appropriée. Leur stockage définitif en couches géologiques profondes, comportant des barrières artificielles en complément des barrières naturelles, constitue une méthode efficace de limitation du risque. Le risque résiduel qui en résulte correspond à des doses de plusieurs ordres de grandeur inférieures aux doses naturelles et aux limites réglementaires. Il n'est pas sans intérêt de noter que, pour le stockage profond, le risque résiduel à long terme résulte de l'incorporation de radionucléides à vie longue par ingestion - et non par inhalation, voie d'incorporation généralement bien plus pénalisante, comme ce pourrait être le cas avec un dépôt indéfini en surface ou sub-surface. En d'autres termes, le stockage géologique profond est une modalité de mise en œuvre du principe de prévention d'un risque avéré, qui s'impose à toute industrie produisant des déchets dangereux.

Mais l'analyse des incertitudes sur les conséquences possibles de la réalisation d'un stockage de déchets radioactifs suggère qu'il y a lieu d'être encore plus prudent. On peut vouloir d'abord se prémunir contre des défauts de confinement de colis de déchets ou de réalisation de l'ouvrage de stockage, se réserver la possibilité d'améliorer les conditions du stockage ou de reprendre des colis pour en extraire des matières dont la récupération

deviendrait économiquement utile. Ces préoccupations ont conduit à introduire la notion de réversibilité dans la conception et la réalisation d'un stockage profond ; elle est aujourd'hui l'objet d'une demande sociale et est prise explicitement en compte dans les études de stockage par l'Andra.

Par ailleurs, quoique le stockage profond permette de réduire, selon les différentes études internationales, à un niveau acceptable le risque avéré dans le cas d'un scénario dit « d'évolution normale » et de certains scénarios d'évolution altérée, d'autres scénarios plus pénalisants de retour des radionucléides vers l'homme pourraient être pris en considération, même si leur probabilité d'occurrence apparaît nettement plus faible que celle des précédents. Il s'agit alors de prendre en compte le risque potentiel, dont le niveau est en rapport direct avec l'inventaire de radiotoxicité des déchets. La réduction de ce risque potentiel passe par des opérations de séparation et de transmutation en réacteur des radionucléides les plus radiotoxiques que sont les actinides. Appliquer ces mêmes opérations à certains produits de fission à vie longue, qui sont peu radiotoxiques mais plus mobiles dans l'environnement, répondrait également au souci de diminuer davantage encore le risque résiduel et ne s'inscrirait donc pas dans la même logique.

Les deux options : réversibilité du stockage et transmutation des actinides, répondent en fait à l'exigence de mise en œuvre du *principe de précaution*, en réaction à un risque à long terme dont la probabilité, quoique extrêmement faible, ne peut être considérée comme nulle, en l'état des connaissances scientifiques. La question d'un arbitrage entre les risques engendrés à court terme par les opérations de séparation et transmutation ou la mise en œuvre de la réversibilité, d'une part, et les bénéfices attendus à long terme, d'autre part, doit alors être examinée.

De surcroît, un développement mondial très significatif de l'énergie nucléaire de fission, au-delà de l'utilisation actuelle de l'uranium 235, poserait la question de l'extension possible des sites de stockage et de la réduction des inventaires de radiotoxicité (ainsi que de la charge thermique des déchets), grâce à la transmutation, que celle-ci soit réalisée par recyclage dans les réacteurs nucléaires de puissance ou dans des systèmes spécifiquement dédiés à cette opération. Compte tenu de la durée des recherches et des développements préalables nécessaires, ces techniques devraient pleinement être étudiées dès à présent et évaluées comme



composante de la gestion à long terme des déchets nucléaires à vie longue, composante qui deviendrait essentielle dans la perspective d'un développement durable de l'énergie nucléaire. Dans une telle hypothèse, ce qui aujourd'hui relève du *principe de précaution* pourrait apparaître nécessaire par mesure de prévention. Il convient de s'y préparer dès maintenant en mettant en œuvre des moyens proportionnés, comme le dispose la Charte de l'environnement à laquelle la Constitution française se réfère désormais.



# Chapitre 2

## Commentaires de la Commission sur les informations et documents portés à sa connaissance

### 2.1. AUDITIONS ET DÉPLACEMENTS DE LA COMMISSION - DOCUMENTS REÇUS

Depuis son précédent rapport annuel, la Commission a tenu neuf auditions pour recueillir des informations sur les avancées des recherches :

- 10 novembre 2004 - Avant projet de dépôt géologique.
- 1<sup>er</sup> décembre 2004 - Evaluation de la faisabilité de la transmutation en réacteurs de puissance et en systèmes dédiés.
- 13 janvier 2005 - Résultats du programme PRECCI.
- 27 janvier 2005 - Etudes de scénarios de séparation et de transmutation (dynamique, équilibre, transitoires) - Conclusions et stratégies de gestion.
- 10 février 2005 - Programmes de forages scientifiques profonds (FSP) et de reconnaissance de la formation (FRF) - Bilan et points saillants en matières de géologie, géomécanique et hydrogéologie.
- 9 mars 2005 - Rôle de l'entreposage dans la stratégie de gestion des déchets.
- 24 mars 2005 - Prise en compte de la problématique globale des gaz dans l'étude d'un stockage dans l'argilite.
- 14 avril 2005 - Séparation poussée : résultats des essais de faisabilité.
- 11 mai 2005 - Modélisations - Simulation.

La Commission s'est en outre rendue au Centre d'expertise sur le conditionnement et l'entreposage des matières radioactives (CECER) à Marcoule les 2 et 3 février 2005 pour y visiter les installations expérimentales du Commissariat à l'énergie atomique (CEA) utilisées pour les recherches sur le conditionnement des colis primaires de déchets et des assemblages de combustible usé mis en étui, ainsi que sur l'entreposage de longue durée. A cette occasion, elle a vu les démonstrateurs de conteneurs pour ces colis et assemblages et reçu des

informations sur ces objets et les programmes expérimentaux correspondants.

La Commission s'est déplacée à l'établissement exploité par Cogéma à La Hague, où elle a visité les principaux ateliers de conditionnement de déchets résultant du traitement des combustibles usés ainsi que les silos où sont conservées des boues de traitement d'effluents, dont la caractérisation est en cours, afin d'en définir le procédé de traitement et de conditionnement final.

La Commission s'est à nouveau déplacée en Suède, du 14 au 17 septembre 2004, pour y prendre connaissance des récentes avancées des recherches sur le stockage des déchets en formation géologique et pour visiter le dépôt souterrain de Forsmark ainsi que le laboratoire souterrain d'Äspö.

La Commission a complété son information sur les recherches et travaux effectués à l'étranger en participant à deux conférences<sup>1</sup>.

\*  
\* \*

L'Agence nationale de gestion des déchets radioactifs (Andra) a complété l'information de la Commission présentée lors des auditions par des exposés sur le comportement à long terme des déchets et en remettant plusieurs dossiers (en tout, 54 rapports) :

- rapports de synthèse « Calcaires du Barrois », « Kimméridgien » et « Oxfordien calcaire » ;
- synthèse des résultats acquis en forages scientifiques profonds ;
- résultats acquis au moyen des forages de reconnaissance de la formation ;

<sup>1</sup> « *Atalante 2004* », Nîmes, 21-24 juin 2004.  
« *Clays in Natural & Engineered Barriers for Radioactive Waste Confinement* », Tours, 18-24 mars 2005.

- dossier des modèles conceptuels ;
- dossier d'analyse fonctionnelle ;
- spécification technique de besoin ;
- dossier des notes de conception, construction et fermeture des ouvrages ;
- notes descriptives des colis de déchets ;
- bilan des études et travaux 2003.

Par ailleurs la Commission a eu des discussions avec les experts de l'Andra sur des questions précises qu'elle avait adressées à cette agence. Des membres de la Commission se sont rendus à Bure pour visiter la niche expérimentale, avant la reprise du fonçage du puits principal.

Le CEA a remis à la Commission, le 23 décembre 2004, deux importants rapports de synthèse des résultats des recherches :

- résultats des recherches sur la séparation et la transmutation des radionucléides à vie longue présents dans les déchets radioactifs à haute activité et à vie longue (rapport CEA DEN/DDIN/2004-642) ;
- résultats des recherches sur les procédés de conditionnement et d'entreposage de longue durée en surface et subsurface (rapport CEA DEN/DDIN/2004-643), ainsi que l'ensemble des rapports dits « thématiques » auxquels les rapports de synthèse se réfèrent (52 rapports). Quelques rapports particuliers, auxquels les rapports thématiques se réfèrent eux-mêmes, ont été communiqués par le CEA à la Commission, à la demande de celle-ci.

La Commission a aussi reçu le rapport de synthèse du projet européen XADS.

## **2.2. ORGANISATION DE L'ÉVALUATION**

C'est sur ces informations que la Commission fonde son évaluation pour le présent rapport. Il s'agit d'informations incrémentales - celles correspondant aux résultats de l'année écoulée - et d'informations cumulatives - celles qui concernent les résultats acquis depuis 1992. Ces dernières portent essentiellement sur les recherches conduites au titre des axes 1 et 3 de la loi. Elles ont été évaluées en détail par la Commission au long de ses dix rapports annuels, depuis 1995. Aussi la Commission ne reprend pas ici systématiquement ces évaluations. Elle rappelle simplement dans les chapitres 3 (axe 1) et 5 (axe 3)

les acquis marquants dans chaque axe afin de mettre en perspective l'état des recherches par rapport à l'échéance de la loi. Dans ces mêmes chapitres, elle fait également état des derniers résultats et les évalue. Pour l'axe 2, la Commission dispose de documents détaillés (remis au moment des auditions et non répertoriés ci-dessus) et de documents préparatoires au rapport de synthèse sur l'ensemble des recherches, rapport en trois tomes que l'Andra doit communiquer aux parties prenantes à la fin du mois de juin 2005. Les précédents rapports annuels de la Commission contiennent néanmoins l'essentiel des informations cumulatives sur cet axe ; aussi la Commission, dans le chapitre 4, évalue-t-elle, comme dans les chapitres 3 et 5 et de la même façon, l'ensemble des résultats, mais sous réserve de l'annonce par l'Andra de résultats dont la Commission n'aurait pas encore eu connaissance.

## **2.3. COMMENTAIRES SUR LE TEXTE DU CEA « PRINCIPALES CONCLUSIONS ET PERSPECTIVES »**

Un texte particulier intitulé « Principales conclusions et perspectives » et disposé en tête de chacun des deux rapports de synthèse du CEA, nécessite un examen spécifique préalable, compte tenu de la place prééminente qui lui est faite.

Ce texte contient des considérations générales visant à éclairer les recherches menées dans le cadre de la loi et exprime le point de vue du rédacteur sur l'apport des recherches et les suites à leur donner. Après un bref rappel des acquis technologiques, les solutions techniques nouvelles issues des recherches conduites dans le cadre de la loi sont décrites et des propositions d'orientations de futures recherches sont exprimées. Toutefois ces orientations ne reposent pas uniquement sur des aspects scientifiques, elles sont aussi sous-tendues par des considérations d'autres natures, qui dans ce texte sont présentées simultanément avec les aspects scientifiques. Pour sa part, la Commission ne tient compte que des conclusions de nature scientifique.

Certaines comparaisons de valeur, relatives aux solutions techniques, ou des considérations sur leur maturité sont exprimées succinctement, peut-être en raison de la brièveté du document, pour justifier les orientations indiquées. Diverses positions sont ainsi affirmées, qui conduisent la Commission à apporter ici même les remarques qui suivent.

*Le retraitement est présenté comme réduisant l'inventaire de radiotoxicité. Il permet certes de valoriser le plutonium et l'uranium appauvri voire l'uranium de retraitement après ré-enrichissement. Mais, à lui seul, il ne réduit pas l'inventaire global de radiotoxicité : il le sépare en deux fractions, celle qui est recyclable et celle qui va aux déchets.*

*La démonstration de la faisabilité technique de la séparation poussée n'est pas encore établie. Les équipes d'Atalante qui travaillent sur cette démonstration ont bon espoir de la prouver. Certes, la Commission est confiante que ce sera pour bientôt mais, fin 2004, il semble prématuré d'écrire qu'elle peut être envisagée au stade industriel alors que les essais nécessaires à la validation viennent juste de commencer début 2005. La séparation groupée des actinides, avancée comme une perspective nouvelle, ne s'inscrit pas en continuité des résultats acquis à ce jour. Il s'agit d'une autre entreprise.*

*Les recherches sur le conditionnement des déchets sont présentées comme ayant entièrement abouti. En fait, elles doivent être poursuivies et approfondies. Certes la vitrification des solutions les plus radioactives de tout le cycle du combustible est industriellement maîtrisée et permet de mettre sous un volume réduit des déchets liquides que l'on ne pourrait pas gérer en entreposage. Mais il ne faut pas oublier que, dans une stratégie de « tout au verre », préconisée pour la France, ce sont ces colis de déchets, de puissance thermique élevée, qui, comme les combustibles usés considérés comme déchets, conditionnent le dimensionnement du stockage. On ne peut écarter dès à présent les céramiques comme matériaux de confinement pour des applications particulières : aucune étude comparative entre ces nouveaux conditionnements et les verres R7T7 ne peut encore être faite, faute de résultats expérimentaux suffisants. Par ailleurs, les verres se prêteront-ils à un accroissement éventuel du taux d'incorporation des actinides mineurs lié au traitement des assemblages de MOX ou des combustibles du futur. La Commission n'a pas eu connaissance de recherches qui pourraient être engagées sur de nouvelles formulations de verres, adaptées aux contraintes des cycles envisagés dans le cadre des recherches sur la transmutation. Il est par ailleurs réducteur d'affirmer de façon générale que l'altération des verres durerait plusieurs centaines de milliers d'années sans préciser que cela dépendra des verres et des conditions locales d'environnement des colis. Il est indéniable que de grands progrès ont*

été faits dans le conditionnement des déchets de retraitement, mais il est téméraire de conclure que, depuis le début de la production de l'énergie nucléaire en France, la gestion des déchets de retraitement est optimisée. Il existe des déchets anciens à reprendre et à conditionner.

*La faisabilité de la fabrication de matériaux nucléaires propres à la transmutation à grande échelle d'actinides mineurs n'est pas non plus démontrée. Dans un rapport scientifique de grande qualité, annexé au rapport global, les auteurs identifient les difficultés à surmonter au préalable et nombre d'essais sont en cours ou en attente. La faisabilité de certaines filières de quatrième génération ou des ADS en dépend. Les difficultés liées à l'incorporation de curium dans des matériaux nucléaires demeurent non résolues. Quoi qu'il en soit, la transmutation du curium en RNR nécessiterait de modifier l'ensemble du cycle.*

*L'appréciation extrêmement négative portée sur les systèmes de transmutation pilotés par accélérateur (ADS), « leur extrême difficulté », leur « rendement que l'on pressent limité », « leur coût supposé » paraît pour le moins étonnante. Elle ne correspond ni au contenu ni aux conclusions des divers dossiers élaborés dans le cadre national ou dans le cadre européen, avec la collaboration tant du CEA que du CNRS. Cette appréciation ne correspond pas non plus au contenu des rapports techniques joints au premier rapport de synthèse. Il s'agit certes d'une nouvelle filière innovante, mais, à ce stade, rien ne permet de condamner les ADS au motif qu'il existe des verrous technologiques, alors qu'il n'est pratiquement rien dit sur les verrous technologiques de l'autre filière innovante, les RNR-gaz que le CEA a choisi d'étudier dans le cadre de l'Accord intergouvernemental *Generation IV*.*

*La démonstration de la faisabilité de l'entreposage de longue durée (jusqu'à 300 ans), affirmée sans ambages, reste à compléter. L'entreposage de longue durée (ELD) en surface et sub-surface des déchets et des combustibles usés n'a été vraiment étudié qu'à partir de 1998. Le CEA a produit en 2002 des dossiers d'études préliminaires pour ces deux concepts et pour trois types de colis d'entreposage. Une première phase d'approfondissement devrait s'achever en 2005 avec des dossiers de définition. Le CEA et l'Andra ont développé des démonstrateurs de conteneurs. Une démarche de validation expérimentale de la durabilité de conte-*

neurs métalliques est appliquée et des essais ont commencé ; elle est moins avancée pour les conteneurs en béton. Une galerie pour tester en vraie grandeur la durabilité des bétons pour des ouvrages d'entreposage chauds vient juste d'être réalisée. L'ensemble de ces études ne sont donc pas achevées et il est prématuré d'avancer des conclusions.

Enfin le texte « Principales conclusions et perspectives » comporte des imprécisions et des ambiguïtés. La Commission estime que le vocabulaire d'un rapport scientifique doit être choisi et employé avec rigueur et qu'il y a lieu d'être judicieux dans les comparaisons. Elle relève ainsi à titre d'exemple des comparaisons lapidaires, respectivement : entre déchets nucléaires et déchets industriels, entre entreposage et stockage, entre impact des déchets à long terme et impact des centrales nucléaires. La Com-

mission observe aussi maintes assertions imprécises, qu'elles résultent de l'emploi de qualificatifs vagues comme : « durable » ou « hautement durable » pour les verres, étape « transitoire » pour le recyclage de « certains actinides » dans les REP, ou qu'elles résultent d'approximations sur la situation exacte des politiques de traitement du combustible nucléaire dans les pays étrangers. Bref, le texte comporte maints passages elliptiques qui conduisent la Commission à s'interroger sur leur signification.

Le texte « *Principales conclusions et perspectives* » disposé en tête des rapports de synthèse sur les axes 1 et 3 transmis à la Commission le 23 décembre 2004 apparaît comme une prise de position qui ne reflète pas fidèlement les résultats des recherches présentés dans les différents rapports.

## Chapitre 3

# Axe 1 - Séparation et transmutation

### 3.1. RÉSUMÉ

La séparation et la transmutation des actinides, voire des principaux produits de fission à vie longue, forment un tout constituant un cycle global qui devra mettre en œuvre des usines de séparation de ces éléments, de fabrication de nouveaux combustibles ou cibles de transmutation et de réacteurs à neutrons rapides pour la transmutation. Sa mise en œuvre est lointaine car elle demande une longue poursuite des recherches dans le cadre d'une stratégie qui reste à définir. Les recherches conduites dans le cadre de la loi ont permis de franchir quelques étapes importantes et d'identifier celles à venir.

C'est un succès de CEA que d'avoir établi la *faisabilité scientifique* de la séparation de l'américium et du curium par des procédés mettant en œuvre une nouvelle molécule extractante robuste (un diamide, le DMDOHEMA) à l'égal de la molécule sur laquelle repose le procédé Purex d'extraction de l'uranium et du plutonium du combustible usé. La démonstration de la *faisabilité technique* de trois procédés pour cette séparation est en cours, les essais sont engagés dans Atalante. La Commission attend les résultats finaux en 2006 pour les évaluer. La séparation des principaux produits de fission à vie longue (iode, technétium, césium) a été testée, quoique les perspectives soient peu encourageantes quant à leur transmutation.

Pour ce qui concerne les systèmes de transmutation, il convient de distinguer la *faisabilité scientifique*, puis la *faisabilité technique* des systèmes de transmutation pour deux modes de fonctionnement : le fonctionnement avec du combustible « standard » et le fonctionnement avec du combustible ou des cibles dédiés à la transmutation. Il convient aussi de distinguer la *transmutation en mode « homogène »* dans le combustible, qui peut conduire à une stabilisation de l'inventaire par multi-recyclage, de la *transmutation en mode « hétérogène »* dans des cibles qui conduit à une destruction poussée des actinides mineurs en un seul passage en réacteur.

Les réacteurs à eau sous pression et à neutrons thermiques (REP) du parc électrogène actuel et des futurs réacteurs (EPR) ne se prêtent que très difficilement au multi-recyclage du plutonium et des actinides mineurs. Deux voies s'ouvrent alors : soit la voie des *systèmes innovants, pilotés par accélérateur (ADS)* en complément à un parc électrogène utilisant des combustibles standard, soit la voie des *réacteurs à neutrons rapides (RNR)* électrogènes ou bien « dédiés ». Un système ADS comporte un réacteur à neutrons rapides où la concentration des actinides mineurs, notamment de l'américium, peut être élevée, pour une plus grande efficacité de la transmutation. Les RNR multi-recycleraient le plutonium et les actinides mineurs (ou les transmuteraient en un seul passage). Ils peuvent venir en substitution ou en complément à un parc REP. Des réacteurs à neutrons thermiques au thorium, qui ne produiraient pratiquement pas d'actinides mineurs, seraient aussi envisageables. L'ADS est le principal système de transmutation pour lequel des études théoriques et expérimentales sont menées depuis plus de dix ans (Europe, USA, Japon). Ces études, aux nombreux acquis, ont identifié les « verrous technologiques » à lever ; des programmes sont en cours (5<sup>ème</sup> et 6<sup>ème</sup> PCRD européens). La faisabilité scientifique de la transmutation a été établie expérimentalement pour un RNR-sodium (Phénix), déjà éprouvé avec des combustibles standard. La démonstration de la faisabilité technique nécessitera en premier des essais à l'échelle de l'assemblage. Le RNR-gaz retenu dans l'Accord intergouvernemental *Generation IV* et dont le CEA pilote l'étude, n'est en revanche qu'à l'état de concept. La Commission ne dispose d'aucun élément d'appréciation quant à sa faisabilité et à ses performances de transmutation.

L'étude des *combustibles et cibles pour la transmutation* est un des points forts des recherches menées par le CEA depuis près de vingt ans. La faisabilité technique n'est acquise que pour les combustibles à base d'oxydes peu chargés en actinides mineurs (pour REP, RNR-Na). Les recherches sont étendues aux mêmes types de composés, plus chargés en acti-

nides mineurs (ADS, RNR). En deuxième priorité et pour les réacteurs innovants, d'autres matériaux : nitrures, carbures et alliages métalliques sont en cours d'expérimentation.

Le CEA a étudié de façon approfondie trois scénarios contrastés, jusqu'en 2100, de déploiement futur de nouveaux systèmes de transmutation, en faisant des hypothèses sur les dates de disponibilité industrielle de la séparation chimique des actinides mineurs et des systèmes concourant à la transmutation, ainsi que sur la constance de la puissance du parc électro-nucléaire. Ces études de scénarios donnent un éclairage sur les potentialités de différentes filières de transmutation, dans le cadre d'une transition vers un futur énergétique de recours durable à l'énergie nucléaire. Ces études devraient mieux tenir compte, à l'avenir, des conditions préalables au déploiement de ces systèmes : d'une part, un calendrier plus réaliste de disponibilité des outils industriels, d'autre part, le contexte stratégique et énergétique global dans lequel ces scénarios s'insèrent (par exemple la possibilité d'une coexistence des ADS avec un parc de RNR standard). Enfin, l'impact de ces scénarios sur les caractéristiques de l'entreposage et du stockage reste à être étudié.

La question clef de la gestion du curium appelle des travaux bien plus approfondis que ceux ébauchés à ce jour, dès lors qu'un 2<sup>ème</sup> recyclage est envisagé. La Commission considère que les avantages de principe du cycle au thorium en matière de déchets à vie longue sont suffisamment importants pour que l'étude de cette filière soit approfondie, au-delà des études de base menées sur les réacteurs à sels fondus par le seul CNRS. Des études de base sur les réacteurs à sels fondus sont en cours au CNRS. Les faisabilités scientifique et technique restent à démontrer, quoique des réacteurs expérimentaux aient fonctionné aux USA.

En conclusion pour ce qui concerne l'axe 1, la Commission considère que le CEA a fait des avancées scientifiques majeures dans la séparation chimique des actinides mineurs et dans la confirmation des combustibles oxydes comme support de transmutation d'actinides mineurs. En revanche, pour la transmutation, on ne dispose pas à ce jour d'un système dont la faisabilité technique en configuration de transmutation est démontrée. Tant pour la séparation que pour la transmutation, un long chemin reste à parcourir.

## 3.2. INTRODUCTION

Depuis son précédent rapport, outre le rapport de synthèse et les rapports thématiques associés émis par le CEA, la Commission a reçu le rapport final du projet européen PDS-XADS. L'évaluation de la Commission repose principalement sur ces documents, mais aussi sur les informations supplémentaires communiquées au cours des auditions du 1<sup>er</sup> décembre 2004 sur la faisabilité technique de la transmutation, du 27 janvier 2005 sur les études de scénarios et du 14 avril, sur les essais de démonstration de la faisabilité technique de la séparation poussée, qui s'est tenue au lendemain du début de ces essais.

La Commission procède de la façon suivante dans la présentation de son évaluation. Elle décrit globalement et évalue les résultats des études de scénarios, qui permettent de proposer une vision d'ensemble des perspectives ouvertes par les recherches sur la séparation et la transmutation et des agencements possibles des moyens industriels qui pourraient être réalisés en application des résultats des recherches. La Commission décrit ensuite successivement, pour les évaluer, les avancées des recherches sur la séparation poussée, sur les cibles et combustibles de transmutation et sur les systèmes de transmutation innovants. Elle évalue également les recherches en cours dans ces trois sous-domaines de l'axe 1 et donne un avis sur leur poursuite. La Commission clôt ce chapitre par le constat qu'elle fait de la situation après quinze années de recherches.

## 3.3. ETUDES DE SCÉNARIOS

Les recherches portant sur la gestion des déchets de haute activité et à vie longue (HAVL) aboutissent à la conception, dans le cadre de chacun des axes de la loi, de *systèmes techniques*. Ce sont par exemple des réacteurs dédiés ou non à la transmutation, des unités de séparation chimique et de fabrication de combustibles pour l'axe 1, des installations d'entreposage et de stockage, des colis de déchets pour les axes 2 et 3. Les « études systèmes » visent à connaître les caractéristiques des systèmes techniques et *in fine* à en établir la faisabilité jusqu'à leur mise en œuvre industrielle « à l'échelle 1 ». L'objectif de gestion des déchets HAVL visé ne peut être atteint qu'en combinant, dans une étape suivante, certains systèmes pour aboutir à un *scénario* donné de gestion industrielle des déchets dans le cadre d'un parc de production électro-nucléaire. Enfin, les scé-



narios qui seront retenus correspondent à des *orientations stratégiques* qui prennent en compte tant les contraintes exogènes que les autres dimensions, politique, économique et sociale. C'est l'intégration des études systèmes, des études de scénarios et de la stratégie qui doit être à la base de toute politique dans le domaine des déchets. Le Ministère de l'Industrie s'y emploie.

Jusqu'à présent, les études de scénarios présentées à la Commission ont été de deux natures :

1. des scénarios définis dans le cadre de l'axe 1, étudiés par le CEA et le CNRS, aboutissant *in fine* au calcul de l'inventaire de radiotoxicité des déchets résultants ;
2. des scénarios utilisés, dans le cadre de l'axe 2, par l'Andra, afin de fonder les modèles d'inventaire qui permettent de concevoir le stockage et d'en évaluer les performances. Ces scénarios ne tiennent compte que des possibilités industrielles actuelles.

La Commission considère que ces deux types d'études devraient être intégrées de façon à évaluer les impacts sur le stockage de scénarios incluant la transmutation.

Dans le cadre de l'axe 1, un scénario est défini d'une manière générique par la mise en œuvre de systèmes portant sur la séparation chimique des éléments radioactifs à vie longue, la fabrication de combustibles et cibles et la conception de réacteurs. L'objectif est de réduire la contribution du plutonium, des actinides mineurs, voire de certains produits de fission, au risque potentiel à long terme des déchets, d'un facteur d'au moins 100 par rapport au cycle ouvert c'est-à-dire sans aucune séparation ni transmutation. *Cet objectif apparaît accessible, en principe*<sup>2</sup>.

Tout scénario, considéré en ce qui concerne la production de déchets, est caractérisé par les flux et les inventaires de l'ensemble des radionucléides présents dans le cycle et dans les déchets ultimes destinés au stockage. Plusieurs scénarios ont ainsi été étudiés avec succès à l'aide du code COSI du CEA et présentés à la Commission. Mais on doit élargir ces études aux aspects économiques et aux impacts sur l'environnement. Le CEA a mené un embryon d'étude de coûts (DERECO) qui doit être poursuivie

<sup>2</sup> « Etude détaillée des scénarios de transmutation faisant appel aux technologies actuelles pour les réacteurs », Rapport Technique du CEA - DEN/DDIN/RT-DPRGD/2003/2

dès lors que des données techniques plus fiables seront disponibles. Par ailleurs, l'impact du scénario sur les caractéristiques et les performances de l'entreposage et surtout sur celles du stockage n'a pas été vraiment abordé entre le CEA et l'Andra.

La Commission considère qu'il s'agit d'un chantier qu'il faudra également ouvrir, lorsque l'on disposera de plus de données techniques, notamment sur les colis de déchets induits par ces scénarios.

Le classement des scénarios peut se faire selon deux angles de vue : *l'approche amont* qui privilégie les systèmes techniques et leur disponibilité pour élaborer des scénarios et *l'approche aval* qui met en avant des stratégies envisageables et des contraintes exogènes, et en déduit les scénarios correspondant fondés sur des systèmes techniques supposés disponibles. Dans le premier cas les outils précèdent la stratégie, dans le second la stratégie appelle les outils.

Ces deux approches sont effectuées d'abord en régime d'équilibre avant d'être étudiées dans une séquence temporelle conduisant d'une situation initiale à ce régime d'équilibre.

*La première approche concerne les scénarios qui privilégient l'utilisation de réacteurs éprouvés (REP et RNR-sodium), scénarios pour lesquels le CEA a présenté des études détaillées de combustibles, d'impact sur le fonctionnement et les paramètres généraux de sûreté des réacteurs ainsi que des caractéristiques industrielles des cycles du combustible associés. Les principaux résultats concernant les scénarios REP/RNR-sodium, ou REP seul ou RNR-sodium seul mettent bien en lumière les performances et les limites - provenant pour l'essentiel du spectre thermique des REP - de ces scénarios (voir le rapport n° 9 de la CNE). Parmi les difficultés, on notera la fabrication de combustibles ou cibles autres qu'oxydes, eux-mêmes encore difficiles à fabriquer à l'échelle industrielle, et le problème très important de la gestion du curium, surtout dans le scénario dit REP seul. Dans ces scénarios, en effet, les combustibles sont à base d'uranium et de plutonium, qui génèrent - surtout par recyclage du plutonium et de l'américium en spectre de neutrons thermiques - du curium et même des actinides plus lourds qui ont en commun d'être des sources intenses de neutrons et d'avoir une forte puissance thermique spécifique. Leur manipulation et leur*

conservation soulèvent de grands problèmes techniques non résolus à ce jour.

À cet égard, la Commission souligne que la capacité des verres nucléaires à incorporer des quantités croissantes de curium n'est pas connue à ce jour et doit faire l'objet de recherches. L'étude de procédés de fabrication de combustibles et cibles pour les RNR, contenant des quantités notables de curium, doit être faite et étendue aux procédés d'entreposage.

Le CEA a également étudié, mais moins en détail, des scénarios plus complexes, mettant en jeu des réacteurs et des combustibles très innovants, pour lesquels d'importants verrous technologiques sont à lever. Il s'agit d'une part des RNR-gaz retenus par le CEA dans le cadre de l'Accord intergouvernemental *Generation IV* et d'autre part des ADS. Les études systèmes RNR-gaz n'en sont qu'à leur début et n'ont donc été que peu commentées devant la Commission. Remplaçant les RNR-sodium dans deux des trois scénarios précédents, ils permettraient en principe d'augmenter, par rapport à ceux-là, la teneur en actinides mineurs dans les combustibles d'un facteur 2 environ, ce qui serait de nature à résorber plus rapidement le stock d'actinides mineurs existant dans les assemblages du combustible MOX usé des REP que l'on commencerait à retraiter peu avant le déploiement industriel des RNR-gaz.

Par ailleurs, le CEA avait étudié l'incinération du plutonium dans des RNR spécialement conçus à cet effet. C'était le programme CAPRA associé à Super-Phénix ; cette voie aurait pu être étendue à l'ensemble des transuraniens, à l'instar de concepts de réacteurs critiques à neutrons rapides, à faible taux de conversion des transuraniens, étudiés actuellement aux Etats-Unis à partir du concept « *Integral Fast Reactor* » promu par le laboratoire d'Argonne. La Commission n'a, sur cette voie, d'autres informations que générales.

*Selon la deuxième approche, les scénarios sont considérés en fonction de contextes et de stratégies.* En effet, dans les scénarios précédents, la transmutation est réalisée - sauf pour les ADS - dans des réacteurs électrogènes constituant le parc, soit en dilution dans les combustibles standard (recyclage homogène), soit dans des cibles dédiées. On peut au contraire vouloir faire un autre choix, qui est de nature stratégique, celui de séparer les fonctions de production d'électricité et de transmutation dans des scénarios dits à double strate. Dans ce cas, les réac-

teurs électrogènes ne sont chargés qu'avec des combustibles standard (uranium enrichi ou MOX pour les REP, U-Pu pour les RNR), la transmutation des actinides mineurs étant alors assurée par des systèmes dédiés dont la production de chaleur, convertie éventuellement en électricité, reste accessoire. Les systèmes sous-critiques, à neutrons rapides, pilotés par accélérateur (ADS) sont les seuls qui autorisent le chargement d'un cœur avec des combustibles fortement chargés en actinides mineurs associés à une certaine quantité de plutonium « dégradé », sans support d'uranium. Depuis près de quinze ans, ils font l'objet de recherches importantes au plan national et international, suivies de près par la Commission. Le CEA a étudié un scénario à double strate REP-ADS qui montre bien l'efficacité d'incinération des actinides mineurs (de 42 kg/TWh<sub>th</sub>, proche du maximum théorique). La faisabilité technique des ADS, comme celle des RNR-gaz, n'est pas actuellement démontrée au niveau du fonctionnement avec des combustibles standard de type MOX, et encore moins avec des combustibles innovants chargés en actinides mineurs.

Ce qui vient d'être dit vaut pour le régime d'équilibre. Il faut également étudier le régime transitoire afin d'établir un calendrier en soutien d'un choix stratégique. L'étude de la phase transitoire entre la situation d'un parc REP de référence (par exemple celui d'EDF) et le scénario à l'équilibre considéré - et éventuellement entre celui-ci et l'arrêt du scénario - fournit d'abord les constantes de temps de ce calendrier. De l'ordre de plusieurs décennies, elles sont fixées par la physique des réacteurs (valeurs des flux de neutrons réalisables et de sections efficaces) et les contraintes du cycle (temps nécessaire au refroidissement des combustibles ou cibles de transmutation après irradiation, à la séparation et à la fabrication). Il en résulte une échelle de temps relative qui est ensuite calée sur les dates anticipées de disponibilité industrielle des outils nécessaires à l'accomplissement du scénario, comme celles de démarrage de la séparation des actinides mineurs ou d'un nouveau type de réacteur.

*La Commission fait à cet égard une observation au sujet des dates clefs sur lesquelles reposent les trois scénarios qui vont être discutés ci-après.* Ces dates reflètent à la fois l'évolution de la production d'électricité d'origine nucléaire et la disponibilité industrielle des systèmes techniques associés à ces scénarios.

Sur le premier point, l'hypothèse d'une production constante de 400 TWh<sub>el</sub>/an, adoptée dans toutes les études de scénarios présentées à la Commission, empêche de prendre en compte les évolutions de structure des moyens de production en réponse à l'augmentation des besoins. Ceci a évidemment un impact sur l'évolution des stocks de déchets, tant en ce qui concerne leur production qu'une éventuelle résorption, en fonction du déploiement des nouveaux systèmes techniques.

Sur la disponibilité des outils, la date clef concernant la séparation industrielle des actinides mineurs serait 2020 pour le CEA, alors que la COGEMA affirme que cette séparation n'est envisageable que dans une nouvelle usine de retraitement à partir de 2040. Cette usine traiterait des assemblages de combustible oxyde (UOX, MOX REP et éventuellement MOX RNR-sodium) en séparant les actinides mineurs. Par ailleurs, l'autre date clef, 2035, concerne, selon le CEA, le démarrage possible des réacteurs RNR-gaz de quatrième génération. La Commission s'interroge sur le réalisme d'une telle date : les réacteurs seront-ils opérationnels ? Le traitement des combustibles innovants de ces réacteurs dans la nouvelle usine de traitement sera-t-il possible ? Le contexte économique s'y prêtera-t-il, surtout si les RNR-sodium sont par ailleurs disponibles ? Ces dates, avec celle de 2045 pour les ADS avancée également par le CEA, reflètent davantage la vision stratégique qu'a cet organisme de ses propres choix de recherche et de ses priorités, plus qu'il ne résulte d'une analyse détaillée de la place future et de l'évolution de la technologie nucléaire.

En fait, et c'est la deuxième observation, *le déploiement de nouvelles filières comme celle des RNR dépendra très vraisemblablement de l'évolution de la demande d'électricité, de la part du nucléaire pour y répondre et donc de la pression qui pourrait en résulter sur le marché de l'uranium. Ces conditions d'ordre économique, dépendant du contexte international, prévaudront, dans une large mesure, sur la volonté de recycler les actinides mineurs, qui serait techniquement possible bien avant 2035 du moins dans la version « sodium » des RNR. Ceci apparaît clairement dans l'exposé du scénario industriel d'EDF pour le XXI<sup>ème</sup> siècle, dans lequel le déploiement des RNR pourrait être renvoyé vers la fin du siècle, en dépit du fait que leur déploiement dans la version « sodium » serait techniquement possible bien avant, voire même dès avant 2030. En effet, vers la*

fin du siècle, les premiers EPR arriveront en fin de vie et une pression s'exercera vraisemblablement sur le marché mondial de l'uranium. On peut décider en outre de ne pas envoyer aux verres les quantités importantes d'actinides mineurs séparés du combustible MOX usé déchargé de ces réacteurs EPR. Il n'est alors nullement acquis que soit retenue la proposition du CEA, déjà écartée pour les REP par EDF, de recycler les actinides mineurs dans des réacteurs de quatrième génération. La transmutation de l'ensemble des actinides mineurs, pourrait être assurée dans une deuxième strate de systèmes dédiés (ADS) plutôt que dans des RNR électrogènes dont le chargement avec un combustible standard U-Pu garantit, pour l'électricien, la plus grande sécurité d'exploitation.

La Commission considère qu'un scénario de double strate EPR puis RNR/ADS, qui découle de cette stratégie, mériterait donc pour le moins d'être mis à l'étude.

Enfin, on ne peut à une échéance si lointaine - dans un contexte de raréfaction de l'uranium - écarter a priori la filière des réacteurs à sels fondus utilisant un combustible à base de thorium. Les premiers résultats de recherche qui ont été présentés par le CNRS à la Commission l'ont convaincue des potentialités de cette filière en terme de réduction d'inventaire aussi bien en matière fissile injectée (dû au spectre thermique) qu'en radiotoxicité à long terme (dû au combustible <sup>233</sup>U-Th, qui évite l'accumulation d'actinides supérieurs, notamment de curium). Dans son fonctionnement standard, cette filière ne nécessite nullement une opération complémentaire de transmutation telle qu'envisagée avec la filière rapide U/Pu (recyclage ou ADS) pour atteindre les mêmes performances de réduction d'un facteur 100 par rapport au cycle ouvert actuel, objectif qui est celui de tous les scénarios de l'axe 1.

*Comme elle l'a déjà souligné dans ses précédents rapports, la Commission estime que le CEA devrait intégrer l'étude de la voie thorium dans le programme de recherche qu'il développe dans le cadre de l'Accord Generation IV.*

### **3.4. SÉPARATION**

La séparation poussée telle qu'elle a été étudiée par le CEA dans le cadre de la loi vise à séparer individuellement les éléments Am et Cm ainsi que Cs

des raffinats d'un procédé « Purex modifié » au cours duquel les éléments Np, Tc (soluble) et I auraient déjà été extraits. Les études ont privilégié l'utilisation de l'extraction par solvant, c'est-à-dire la voie de l'hydrochimie qui est au point à l'échelle industrielle (sélectivité, haut rendement, peu de déchets, mais compacité faible).

Les recherches les plus difficiles à conduire concernaient la séparation de Am et de Cm. Elles ont été développées d'abord au niveau du laboratoire sur deux plans complémentaires : d'une part synthèse et sélection des réactifs nécessaires aux séparations et compréhension des mécanismes de séparation et d'autre part réalisation de nombreux essais pour montrer qu'on peut effectuer les séparations avec des rendements supérieurs à 99,5 %, conciliant une bonne pureté chimique et une décontamination suffisante pour leur manipulation dans les installations actuelles du cycle du combustible. L'étape suivante a été d'expérimenter à partir de mélanges représentatifs de solutions réelles de dissolution de combustibles usés. En 2001, la faisabilité scientifique des séparations de Am et de Cm et des autres éléments, selon des procédés préconisés, a été acquise. La faisabilité technique consiste à faire les mêmes démonstrations à partir de solutions de dissolution de quelques kilogrammes de combustible usé avec des matériels éprouvés. Elle est en cours dans l'installation Atalante à Marcoule (voir ci-dessous). Elle consiste à montrer que l'on contrôle toutes les étapes des procédés projetés, l'enchaînement des étapes, le recyclage des réactifs extractants et le traitement des effluents. Cette étape n'a pu être entreprise qu'après avoir testé l'endurance des réactifs et la fiabilité des matériels sur des durées représentatives de conditions industrielles. La séparation de U et Pu est pratiquée à l'échelle industrielle à La Hague. Entre la faisabilité technique et la faisabilité industrielle de la séparation des actinides mineurs, Np, Am et Cm (voire de celles de Tc, Cs et I), il y a un grand pas à franchir qui doit passer par une longue expérimentation sur des pilotes de séparation pour l'étude de développement de procédés avec des matériels du marché. Les meilleurs délais pour une démonstration industrielle sont d'une à deux décennies, à condition d'un effort soutenu.

La voie de la pyrochimie a été jusqu'à présent étudiée par le CEA et le CNRS avec l'objectif de traiter des matériaux très radioactifs difficiles à dissoudre en milieux aqueux. Seuls quelques résul-

tats, au niveau de la faisabilité scientifique, ont été obtenus, pour certaines séparations.

### **3.4.1. Evaluation globale des recherches exposées dans le rapport de synthèse du CEA**

#### **Analyse des résultats**

La Commission a évalué dans ses rapports successifs les recherches en séparation poussée pilotées par le CEA et l'a souvent fait en détail. Elle a considéré l'ensemble des recherches aussi bien celles qui étaient exploratoires ou prometteuses que celles qui ont débouché sur des procédés. Le rapport du CEA récapitule quasi toutes ces recherches. La Commission ne reprend pas ici leur analyse détaillée. S'agissant de faire le bilan des recherches débouchant sur d'éventuelles applications, elle donne et évalue l'essentiel des résultats acquis en termes de faisabilité scientifique et de faisabilité technique de procédés. D'autres parties de ce rapport portent sur des évaluations de recherches en cours, ou même de recherches passées à reprendre, mais qui n'aboutiraient à des procédés qu'après 2006, si elles étaient poursuivies.

La spécificité de la France en matière de gestion du combustible usé, les données enveloppes qui mettent en perspective les objectifs de l'axe 1 et les moyens techniques et humains mobilisés pour les recherches sont clairement exposés au début du rapport CEA et la Commission n'y revient pas. Elle attire simplement l'attention, en regard des opérations de séparation, sur la présence dans le combustible usé de deux radionucléides à vie courte : Cm244 de 18 ans de période (90 % de l'élément) qui complique toute opération sur le fractionnement et l'entreposage de la matière radioactive (en raison de la radiolyse alpha et de la chaleur dégagée) et Pu241 de 12 ans de période (12 % de l'élément) qui génère Am241, émetteur gamma qui complique la manipulation de la matière qui le contient (radioprotection).

Les résultats sur la séparation sont présentés comme issus de deux grands programmes : Purex (terminé en 1998) et Actinex (en cours de finalisation). En fait, les résultats de Purex ont concerné l'amélioration qualitative et quantitative du conditionnement en ligne des déchets de retraitement et la réduction de l'activité des effluents ultimes de La Hague. Ils relèvent des recherches de l'axe 3 et sont évalués au

chapitre 5. Leur impact sur la séparation poussée est encore virtuel, tant que celle-ci n'est pas mise en route industriellement. En effet, suite à Purex, il est à présent acquis que l'industrie maîtrise remarquablement la fabrication de colis primaires standards de déchets et le traitement des effluents que génèrent les procédés de séparation hydrochimiques, comme le procédé Purex.

Actinex visait à la séparation de I, Tc (soluble), Np et Cs en adaptant des étapes du procédé Purex, ainsi que de Am et Cm en continuité de ce procédé, mais en utilisant de nouveaux réactifs. Le pourcentage de récupération d'un élément, sa pureté chimique et sa pureté radiochimique sont les trois facteurs importants qui conditionnent la part de l'élément qui va directement au déchet ultime, la possibilité de transmutation et la facilité de manipulation. Les meilleures performances ont été recherchées notamment pour la séparation de Cs, Am et Cm (par exemple séparation à au moins 99,9 %) puisqu'il s'agissait de nouveaux procédés. Tout fractionnement de la matière radioactive conduit inévitablement à la production de déchets. Les meilleures performances ont été recherchées pour ce qui concerne les déchets secondaires issus des nouveaux procédés.

L'objectif de réduction de l'inventaire de radiotoxicité demandait d'examiner la possibilité de reprise des colis de verres déjà faits et la possibilité d'entreposage d'attente des calcinats issus des solutions de produits de fission avant qu'ils soient vitrifiés. *Le CEA a étudié deux voies de reprise des verres.* Il faut détruire le réseau vitreux borosilicaté homogène des verres nucléaires, particulièrement résistant puisque les verres sont formulés pour résister aux agressions chimiques. Deux voies sont envisageables : la première, par dissolution aqueuse en présence d'ion fluorure ; la deuxième, consistant à obtenir, par fusion du verre à haute température (900 °C) en présence d'oxyde de sodium, un matériau polyphasé avec une phase cristallisée soluble dans l'eau chaude, favorisant sa dissolution ultérieure. Les essais ont montré que la reprise des verres par la deuxième voie est chimiquement possible et la faisabilité scientifique d'un procédé a été montrée : fusion du mélange, coulée dans l'eau pour obtenir un solide fracturé, dissolution du matériau à 90 °C, récupération des produits de fission et des actinides insolubles dans ces conditions, et, finalement, reprise des insolubles dans un acide pour retrouver les conditions de départ de la séparation poussée. La recherche en est restée là,

l'expérimentation n'ayant porté que sur des verres simulés non actifs, en raison de l'ampleur et de difficultés attendues pour un procédé industriel. La Commission reconnaît, et l'a dit en son temps, que la reprise des verres serait une opération très lourde. En tout état de cause, s'il était envisagé de la mettre en œuvre, il serait nécessaire de poursuivre sérieusement les études. L'entreposage des calcinats, matière pulvérulente très calorique et peu conductrice de la chaleur, ne peut se faire par simple mise en conteneur ; aussi faut-il l'inclure dans un composé facile à reprendre lors d'un processus de séparation poussée. Le CEA a étudié la fusion à 1 000 °C de calcinats simulés et d'oxyde de bore pour obtenir un matériau apte à un entreposage et à une reprise des produits de fission et des actinides par fusion et trempe à l'eau, comme expliqué ci-dessus. Les études ne sont pas allées loin en raison des difficultés de refroidissement du matériau et d'autres, escomptées pour une application industrielle. Si elle devait être envisagée, la « vitrification différée » nécessiterait une reprise des études de façon approfondie. Les résultats détaillés des études de reprise des verres sont donnés dans un rapport technique daté de 2000.

L'essentiel de la recherche du programme Actinex a porté sur la *séparation de Am et de Cm*. Le CEA présente dans son rapport l'enchaînement des trois procédés qui permettent cette séparation, résultats de très nombreux essais dans diverses voies, et les évalue selon les critères de faisabilité scientifique et de faisabilité technique.

Le premier, « *Diamex 1* », a pour but d'extraire ensemble Am, Cm et les lanthanides du raffinat de haute activité du procédé « Purex modifié » en utilisant le diamide DMDOHEMA en solution dans un diluant organique classique, celui utilisé dans le procédé Purex. Le raffinat du « Purex modifié » ne contiendrait ni Np ni Tc déjà extraits, mais il renfermerait en quantité importante des produits de fission extractibles par le diamide comme Zr, Mo, Pd et Fe. Aussi faut-il ajuster la composition de la phase aqueuse pour éviter qu'ils ne suivent les éléments à séparer. La sélection de la molécule DMDOHEMA, comportant deux atomes d'oxygène donneur d'électrons, a été un long travail de recherche fondamentale et appliquée. Le DMDOHEMA est bien adapté aux milieux très radioactifs et il est facile à purifier après dégradation radiolytique et hydrolytique. Le CEA donne les résultats des essais qui montrent que la faisabilité scientifique de « *Diamex 1* » ne fait pas

de doute. En 2000 le schéma de séparation de l'ensemble Am, Cm et lanthanides de fission était fondé sur sept expériences dont quatre à partir de solutions réelles. La dernière expérience, en 2000, a donné d'excellents résultats de séparation (récupération de 99,9 % de Am et Cm, 60 % de Y, moins de 0,3 de Zr, Mo, Pd et moins de 1,2 % de Ru). Ces essais ont été conduits dans Atalante avec des batteries d'extracteurs centrifuges et des mélangeurs décanteurs, outils classiques de laboratoire utilisés par le CEA au niveau de la démonstration de la faisabilité scientifique. Le procédé « Diamex 1 » apparaît robuste.

La séparation de Am et de Cm des lanthanides a été le noyau dur d'Actinex. De nombreuses tentatives avec diverses molécules organiques faisant la différence entre actinides et lanthanides trivalents grâce à des atomes d'azote donneur d'électrons ont eu lieu, mobilisant une large communauté scientifique pendant plusieurs années. Elles consistaient à reprendre la solution aqueuse contenant Am, Cm et les lanthanides et issue du procédé Diamex, pour lui opposer des solutions organiques de ces molécules azotées. Des résultats spectaculaires ont été obtenus au niveau du laboratoire. Le CEA a testé avec succès l'efficacité de deux molécules azotées sur des effluents de haute activité et a appelé « Sanex voie BTP » et « Sanex faible acidité » les procédés qui pourraient les utiliser. Finalement, suite à ces essais, les molécules à atome azote donneur n'ont pas été retenues pour diverses raisons, notamment leur sensibilité aux rayonnements ou l'exigence de conditions opératoires difficiles à réaliser (faible acidité des phases aqueuses). Les procédés fondés sur leur utilisation ne seraient pas robustes. Le CEA a alors choisi une tout autre voie qui consiste à dé-extraire sélectivement les actinides de la phase organique DMDOHEMA, renfermant actinides et lanthanides, par un complexant classique, l'acide HEDTA, molécule soluble en milieu aqueux comportant des fonctions aminocarboxyliques. Mais cela a nécessité de rajouter à la phase organique un extractant supplémentaire bien connu, l'acide di(2-éthylexyl) phosphorique, HDEHP, molécule à atome oxygène donneur, extractant plus fort que les acides carboxyliques.

De ces recherches est né un procédé de séparation de Am et de Cm dénommé « *Sanex un seul cycle* » (qui intègre en fait Diamex et que le CEA appelle aussi, de ce fait, au niveau de la faisabilité technique, Diamex-Sanex). Il enchaîne cinq étapes successives mettant en œuvre des réactifs éprouvés et le matériel d'Atalante. Sa faisabilité scientifique a été établie sur

un essai portant sur un effluent de haute activité. Les résultats attendus aux différentes étapes ont été confirmés et au total le CEA a obtenu une excellente récupération de Am (99,9 %) et de Cm (99,7 %) avec des facteurs de purification chimique et de décontamination très importants (FD = 800). C'est le procédé qui a été choisi par le CEA pour être soumis à l'épreuve de la faisabilité technique. C'est aussi le procédé que le CEA proposerait aujourd'hui pour une industrialisation.

La *séparation entre Am et Cm* à partir des solutions contenant ces éléments et issues du procédé Diamex ou des deux procédés Sanex, ou encore du procédé « Sanex un seul cycle », a aussi été l'objet de recherches approfondies. Deux voies ont été étudiées, la première jouant sur l'oxydation sélective de Am (procédés dits Sesame) et la seconde sur l'utilisation de réactifs sélectifs par formation de complexes en phase organique avec des calixarènes greffés. Les essais ont montré des possibilités de séparation mais, là aussi, pour diverses raisons, ils n'ont pas été retenus.

Le CEA a alors choisi une autre voie, celle de l'extraction par solvant avec le DMDOHEMA. Certes ce réactif n'est pas très sélectif, puisque dans le procédé Diamex il est utilisé pour extraire à la fois Am et Cm, mais en multipliant les étages d'extraction on amplifie le faible facteur de séparation Am/Cm. Les essais de séparation ont été concluants : 99,9 % des éléments sont récupérés avec une pureté chimique de 0,6 % de Cm dans Am (et 0,7 % de Am dans Cm). La faisabilité scientifique du procédé dit « Diamex 2 » est prouvée.

La vérification de la faisabilité technique de « Sanex un seul cycle » (ou de Diamex-Sanex) et de « Diamex 2 » dans Atalante est en cours, comme on l'a dit. Elle a connu un retard par rapport au programme qui avait été prévu en 2002, pour la raison essentielle que le fonctionnement des nouveaux appareillages installés dans la nouvelle cellule CBP a connu certains aléas. En effet il s'agit d'une toute autre affaire que de prouver la faisabilité scientifique (cf. § 3.4.2).

*L'extraction de Np* de la solution de dissolution du combustible usé par le TBP (procédé Purex) n'est pas totale car une partie du Np reste au degré d'oxydation 5 dans la solution de dissolution du combustible. Elle ne peut être totale que si tout le Np(V) est oxydé en Np(VI). Le comportement de Np dans les

milieux d'acide nitrique et d'acide nitreux et dans le procédé Purex est très compliqué tant du point de vue thermodynamique que cinétique, mais on connaît, suite à de nombreuses études, dont celles conduites par le CEA il y a dix ans, les paramètres qui jouent sur l'oxydation de Np(V) en Np(VI) et on peut simuler les conditions de son extraction totale dans un procédé « *Purex modifié* ». Cela a été fait par le CEA et demande maintenant confirmation expérimentale sur des solutions réelles. L'expérience est prévue en amont du test du procédé « Sanex un seul cycle » et a débuté en avril 2005 dans la cellule CBP (cf. § 3.4.2).

La *partie soluble du technétium* dans les solutions de dissolution du combustible usé est extraite à 95 % avec U et Pu dans le procédé Purex actuel. Le CEA pense que, dans les conditions où serait extrait Np, ce rendement serait amélioré. L'expérience est prévue avec celle sur Np. Malgré des études pour solubiliser le « technétium insoluble » aucun procédé simple n'a abouti. Le technétium étant le seul produit de fission à vie longue transmutable, le CEA a mis au point la préparation du métal et du carbure de technétium, propres à faire des cibles.

Le comportement de l'*iode* dans l'usine de retraitement de la Hague a été le souci permanent de l'exploitant. Actuellement 97 % de l'iode est rejeté à la mer, 2 % est retenu sur les filtres haute efficacité et moins de 1 % part dans l'atmosphère. Le CEA a mis au point des procédés pour récupérer quasiment tout l'iode qui est piégé. Aucun composé d'iode ne semble propice pour faire des cibles de transmutation ; aussi l'iode ne pourrait bénéficier que d'un conditionnement spécifique, si besoin était.

La séparation du *césium* par des calixarènes a fait d'abord l'objet de recherches fondamentales pour synthétiser les molécules spécifiques à l'extraction de cet élément. Elle a eu lieu au sein d'une large communauté européenne. Deux molécules ont été sélectionnées. Puis les conditions à réunir pour avoir des systèmes d'extraction fonctionnels à partir des solutions de produits de fission issues du procédé Diamex-Sanex (sans actinides mineurs) ont été élaborées. Deux systèmes ont donné, lors d'essais sur des solutions simulées et réelles, d'excellents résultats prouvant la faisabilité scientifique de deux procédés. La séparation est de 99,9 % et la sélectivité élevée. La faisabilité technique doit être démontrée avec des solutions simulées.

Dans l'hypothèse d'une mise en application de la séparation poussée des actinides avant de disposer de moyens de transmutation, le CEA a étudié la *possibilité d'entreposer les éléments séparés* comme l'est actuellement le plutonium sous forme d'oxyde. Cela implique de trouver pour chaque radioélément le composé chimique adéquat, son conditionnement et le dispositif d'entreposage, *a priori* sur des dizaines d'années. Ces études n'ont pas donné lieu à un programme d'expériences proprement dit, mais elles ont bénéficié de recherches en cours sur la préparation des oxydes d'actinides et elles ont tenu compte de ce que l'on sait des propriétés des oxydes d'actinides et du retour d'expérience de l'entreposage du plutonium ou de l'uranium. Il n'y a pas de problème majeur avec Np ni avec Am. En revanche l'oxyde de curium ne peut être géré pur mais seulement en dilution dans l'oxyde d'uranium. De tels oxydes mixtes sont aussi envisagés pour des mélanges U, Np, Pu. Pour obtenir ces oxydes le CEA privilégie la voie oxalate utilisée pour la préparation industrielle de l'oxyde de plutonium et des expériences à l'échelle du laboratoire de co-conversion U, Cm sont en cours qui devraient aboutir d'ici 2006. Le CEA a préparé dans Atalante, par la voie oxalate, plus de 100 g d'oxyde Am241 pour faire des cibles et des oxydes mixtes (U, Np, Pu), ce qui démontre la faisabilité scientifique de cette voie. Pour l'instant on en est là au plan expérimental, mais la chimie de l'état solide des actinides ne laisse pas prévoir de difficulté pour aller plus loin. Le CEA envisage ensuite un conditionnement possible des oxydes sous forme de poudres ou de céramiques et un concept d'entrepôt. Il s'agit, pour l'instant, d'une ébauche.

Pour des séparations impossibles par voie aqueuse, qui viseraient des matières métalliques ou insolubles ou trop radioactives ou encore si on voulait disposer d'installations compactes, il faudrait envisager la *voie pyrochimique*. Elle a fait l'objet de développements au stade de pilotes industriels aux USA et en Russie. La pyrochimie dans le nucléaire utilise des sels fondus et des métaux fondus, en substitution aux solutions aqueuses et aux solutions organiques de l'hydrochimie. On peut y développer, mieux qu'en milieu aqueux, la pyroélectrometallurgie pour obtenir des métaux et des oxydes. D'une façon générale les réactions chimiques sont des réactions redox. L'étude du comportement des produits de fission et des actinides dans ces systèmes, à des fins de séparation, a été très soutenue ces dernières années à l'étranger et en France où le CEA et le CNRS ont revitalisé le domaine à partir de 1999.

En France il s'est agi surtout des recherches fondamentales soit en électrolyse, soit en extraction réductrice sel/métal et de développements de laboratoire. Au stade actuel il est trop tôt pour envisager toute application dans le domaine du traitement de cibles ou combustibles de transmutation, objectif qui est visé. Des résultats exploratoires ont été obtenus dans Atalante sur l'électrolyse de Am dans du cadmium liquide et la séparation du plutonium du néodyme par cette voie. De même l'extraction de Pu et de Am d'un sel fluoré par une solution liquide d'aluminium et de cuivre et la séparation de Pu et Am d'avec des lanthanides ont été étudiées avec un certain succès. Les expériences se poursuivent. Elles en appellent d'autres pour optimiser le choix des cathodes ou des phases métalliques fondues. Ces études, complexes, demandent par ailleurs de mettre au point toute une nouvelle technologie pour travailler à haute température sur la matière radioactive. Pour l'instant, le problème des déchets secondaires n'a pas été abordé. Au total le CEA s'est construit une très bonne expérience en pyrochimie pour poursuivre des programmes. La pyrochimie a certainement de l'avenir dans les programmes de recherche sur le cycle du combustible des réacteurs de quatrième génération, notamment pour les réacteurs à combustibles métalliques ou carbures et évidemment pour les réacteurs à sel fondu. Cependant les attraits de la pyrochimie (compacité de principe, possibilité de traitement de matières hautement radioactives) sont à confirmer, mais la sélectivité et le rendement seraient à améliorer.

La Commission conclut sur la séparation poussée au paragraphe 3.4.3 après en avoir examiné la faisabilité technique.

### **Appréciation sur la présentation par le CEA des recherches en séparation**

Le chapitre du rapport de synthèse du CEA consacré à la séparation poussée expose correctement les résultats des recherches. Présenter les résultats de quinze ans de recherche dans ce domaine de façon accessible à un large public était une gageure que le CEA a réussie, même si quelques diagrammes sont d'une lecture difficile et peu en accord avec le texte. Certains paragraphes ont cependant un caractère prospectif et sont peu convaincants. Il en est ainsi par exemple lorsque le CEA évoque ce que pourrait coûter un atelier de séparation poussée ou ce que pourrait être un entreposage d'éléments séparés. Ce chapitre fait référence à quatre rapports techniques

importants où sont exposés de façon détaillée les expériences et l'acquisition des résultats. La Commission tient à souligner la qualité de ces rapports.

Le CEA considère que les objectifs fixés aux études de séparation sont atteints et que l'on dispose de techniques de séparation validées sur des solutions réelles. Globalement, cela est vrai. Cependant la Commission considère que formellement la démonstration de la faisabilité technique des procédés de séparation de Np, Tc, Cs, Am et Cm n'est pas, à ce jour, achevée, puisque les expériences sont en cours. Ce point est repris au § 3.4.2.

Le CEA considère que les résultats acquis ouvrent la voie à la réalisation d'un pilote de séparation. Pour cela, au plan scientifique, il faut poursuivre les études pour optimiser les procédés, pour tester l'endurance des réactifs, pour tester leur purification et pour gérer les déchets secondaires. Au plan technique, il faut dimensionner les appareils d'extraction. Dans la perspective des études sur les réacteurs de génération IV, le CEA anticipe de nouveaux modes de transmutation où les actinides ne seraient plus séparés mais introduits ensemble dans les combustibles de transmutation. Cela implique alors de modifier les procédés étudiés jusqu'à aujourd'hui. Les résultats acquis faciliteront évidemment ces nouvelles recherches. Le pilote mettrait à l'épreuve l'ensemble des choix.

Le CEA avance des dates : 2012 pour la mise en service d'un pilote pour obtenir quelques dizaines de kilogrammes d'actinides mineurs et 2025 pour la mise en service à La Hague d'un atelier industriel de séparation. Ces dates ont été récusées par Cogéma. Cette question est traitée par ailleurs au § 3.3 « Études de scénarios » ci-dessus.

La modélisation pour les procédés chimiques de séparation n'a pas encore atteint un stade prédictif. Toutefois elle progresse beaucoup, tant à l'échelle moléculaire qu'à l'échelle macroscopique. On est encore loin de pouvoir concevoir un procédé industriel seulement par la simulation.

Le CEA souhaite poursuivre dans la voie de la pyrochimie en essayant de montrer la faisabilité scientifique du procédé de séparation actinides-lanthanides sur des cibles irradiées dans Phénix. La Commission considère que ce projet s'inscrit dans les recherches nécessaires pour la transmutation.



Des recherches en séparation poussée sont conduites ailleurs qu'en France et selon des procédés différents. Le rapport du CEA ne mentionne pas ces recherches. Il en a fait état précédemment.

Le CEA considère que la reprise des verres, l'entreposage des calcinats des solutions de produits de fission du procédé Purex ou l'entreposage des éléments séparés suite à une mise en œuvre anticipée de la séparation poussée ne sont pas impossibles, mais qu'il s'agirait d'entreprises complexes. La Commission considère que cela est vrai mais que les recherches sur ces sujets n'ont pas été poussées assez loin pour évaluer l'ampleur des conséquences mises en avant par le CEA.

### **3.4.2. Recherches en cours**

#### **Démonstration de la faisabilité technique de la séparation poussée**

C'est sur la base de « Purex modifié », « Sanex un seul cycle » et de « Diamex 2 » que le CEA a dimensionné dès 2002 les expériences visant à la démonstration de la faisabilité technique de la séparation des éléments Np, Am et Cm à partir de solutions de dissolution de combustible MOX usé. Mais il y a eu des changements. Dans son rapport n° 10 de 2004, la Commission a longuement exposé la nouvelle orientation des tests de la séparation de Am et de Cm (et les raisons de cette réorientation) que le CEA a, en fait, choisie en 2003 pour démontrer durant l'année 2004 cette faisabilité. En bref, plutôt que de tester « Sanex un seul cycle », le CEA s'est orienté vers les tests séparés du procédé « Diamex 1 » et du procédé « Sanex un seul cycle simplifié ». Ainsi, dans les expériences projetées il n'y a pas d'enchaînement entre la séparation des actinides et des lanthanides et celle de Am et de Cm. Cet enchaînement nécessiterait en effet la séparation du diamide DMDOHEMA et de l'acide organophosphoré HEDHP. Ce découplage facilite la mise en œuvre des opérations, notamment le réglage des débits des phases organiques et aqueuses dans les installations de séparation. L'étape de séparation des extractants a été conduite et mise au point dans des expériences parallèles. Les essais de faisabilité technique prévus en 2004 n'ont pas eu lieu en raison de difficultés techniques. Ils ont été reportés en 2005. Lors de l'audition du 1<sup>er</sup> décembre 2004, le CEA a donné son nouvel agenda et a précisé les schémas définitifs des tests de la démonstration des procédés « Purex modifié », « Diamex 1 » et « Sanex un seul cycle

simplifié ». À présent, le CEA appelle plus simplement ces deux procédés « Diamex » et « Sanex » mais la Commission conserve l'ancienne dénomination pour rester cohérente avec les dénominations du rapport de synthèse du CEA. Le procédé « Diamex 2 » ne sera testé qu'en 2006. Lors de l'audition du 14 avril, le CEA a rappelé ces schémas et fait le point sur l'état des premières expériences concernant « Purex modifié ».

Durant l'année 2004 et le début de 2005, le CEA a mis au point les équipements et l'instrumentation de la cellule CBP (cellule blindée procédés) d'Atalante et a conduit sur des équipements identiques (laboratoire G1, hors d'Atalante) des essais de séparation en inactif pour s'assurer que les séparations des éléments mettant en œuvre des colonnes pulsées, des mélangeurs décanteurs à géométrie sous-critique et des extracteurs centrifuges donnaient les performances attendues d'après les résultats de la faisabilité scientifique et de la modélisation des procédés (rendement d'extraction, facteur de décontamination chimique, lavage des solvants). Les essais préparatoires de séparation ont été complets pour préparer l'extraction de Np et partiels pour Am et Cm. Il convenait dans ces travaux d'une part de tester les équipements et d'autre part de tester l'hydrodynamique des fluides dans les équipements mis partiellement ou totalement en série. En passant d'expériences de laboratoires (faisabilité scientifique) à des expériences de démonstration de faisabilité technique avec des appareils miniatures d'appareils industriels, on perd de la souplesse. Le CEA a su surmonter une série de dysfonctionnements et d'adaptations inhérents à toute installation d'une certaine importance en cellule chaude.

À partir de septembre 2004 les équipements de la CBP pour la séparation de Np ont été testés avec de l'uranium. La mesure de la concentration de Np a été mise au point dans les conditions de l'expérience. Des tests identiques pour la mise en œuvre de « Diamex 1 » dans la CBP et de « Sanex un seul cycle simplifié » dans les cellules C11/C12 d'Atalante seront terminés en juin 2005. Durant 2004, les tests de résistance à la radiolyse et à l'hydrolyse des solvants (DMDOHEMA dans du tétrapropylène hydrogéné) et de purification ont été menés à bien dans l'installation Marcel. Il s'est agi de tests très longs et d'études complètes, en ce sens que la capacité des solvants à l'extraction a été vérifiée. Enfin, en 2004, la dissolution de 16,5 kg de MOX a égale-

ment été menée à bien dans la CBP et la solution aqueuse (50 litres) pour les essais a été préparée.

En avril 2005 les installations de la CBP ont été jugées opérationnelles pour entreprendre les tests d'extraction du Np par le procédé « Purex modifié » (et aussi pour tester l'extraction de Tc). L'installation comprend trois colonnes pulsées (4 m de hauteur et 15 cm de diamètre) et des batteries de mélangeurs décanteurs d'un nouveau type. Le déroulement de l'extraction des éléments est suivi en ligne (mesure des concentrations de U et de Np). Dans ce test, le CEA a choisi de récupérer le Np avec le Pu (la séparation ultérieure ne posant aucun problème car elle est pratiquée dans le procédé Purex). Le Tc qui est extrait avec U, Np et Pu est récupéré à part. Les premiers résultats sont conformes aux prévisions : moins de 1 % de Np dans les produits de fission et 99 % de Np dans le Pu. Par ailleurs, la seule augmentation de l'acidité de la phase aqueuse de départ suffit à oxyder Np(V) en Np(VI) sans ajout d'acide nitreux. Le dépouillement complet de l'expérience, c'est-à-dire l'analyse fine du mouvement de tous les éléments dans l'installation grâce aux analyses dans la cellule CBA (cellule blindée analytique) des échantillons prélevés, est attendu à la fin de mai 2005. Les informations communiquées à la Commission le 18 mai 2005 font état d'une extraction du Np à 99,7 % (0,3 % de Np non extrait).

Le procédé « Diamex 1 » sera testé au 3<sup>ème</sup> trimestre 2005 avec des colonnes pulsées, des mélangeurs décanteurs et des extracteurs centrifuges. Les éléments Zr, Mo et Fe seront retenus en phase aqueuse par l'acide oxalique et le Pd par l'acide HEDTA. Le procédé « Sanex un seul cycle simplifié » sera testé au 4<sup>ème</sup> trimestre 2005 avec des colonnes à effet Couette et des extracteurs centrifuges. Le HEDTA servira ici pour dé-extraire les actinides. La Commission examinera donc les résultats de ces essais plus tard.

Comme on l'a dit, la faisabilité technique implique la maîtrise des étapes des procédés qui comprend la gestion des effluents primaires, solutions organiques et aqueuses chargées en produits de dégradation des extractants et en acide minéraux et organiques utilisés pour les séparations sélectives. Comparés au procédé Purex, les nouveaux procédés de type Diamex et Sanex généreront des effluents particuliers que l'on peut prévoir plus importants en volume (facteur 10) que ceux du procédé Purex. Il s'agit donc d'un point d'import-

tance. Le CEA a présenté à la Commission le 1<sup>er</sup> décembre 2004 quelques résultats préliminaires de destruction d'acides organiques lors de la dénitration des effluents ou de leur traitement par l'eau oxygénée. Des schémas de gestion des effluents sont en cours d'élaboration. Il n'est pas prévu d'essais de gestion des effluents dans les essais de faisabilité technique, c'est-à-dire en actif.

Il n'y a pas eu en 2004 de développements expérimentaux sur la séparation de Cs et de Tc, dont la faisabilité technique est considérée par le CEA comme acquise (ou le sera d'ici 2006).

### Autres recherches

Il convient de signaler que les recherches sur la séparation poussée se poursuivent au CEA. Plusieurs thèses sont en cours qui portent sur l'organisation supramoléculaire des entités présentes dans les phases organiques des procédés « Diamex 1 » et « Sanex un seul cycle ». Il est important de bien connaître les mécanismes d'extraction des éléments, mais la modélisation d'un procédé peut être faite à partir de résultats globaux.

### 3.4.3. Conclusion sur les résultats acquis en séparation poussée

Les recherches fondamentales sur la séparation poussée des actinides ont abouti à la sélection de réactifs particulièrement performants pour séparer Am et Cm des solutions de produits de fission du procédé Purex. Elles ont aussi permis d'élaborer des schémas de procédés mettant en œuvre ces réactifs qui ont été testés avec satisfaction, conduisant à des rendements de séparation en moyenne de 99,9 % et à des puretés chimique et radiochimique compatibles avec une mise en œuvre pour la transmutation. La Commission a maintes fois souligné dans ses rapports la qualité des résultats et l'ampleur des recherches conduites en séparation poussée. La faisabilité scientifique de la séparation de Am et Cm a ainsi été acquise en 2001. Le CEA a alors entamé la démonstration de la faisabilité technique d'un procédé de séparation de ces deux éléments fondé sur l'enchaînement de plusieurs étapes et issu de l'ensemble des connaissances fondamentales acquises et du retour d'expérience du retraitement industriel. Il repose sur l'utilisation de réactifs résistants à la radiolyse et recyclables. Les tests préliminaires à la démonstration proprement dite du procédé ont cependant conduit le CEA à modifier les étapes du

procédé telles qu'elles avaient été définies. Finalement, afin d'assurer le succès de la séparation le CEA a décidé de conduire les expériences de séparation de Am et de Cm des lanthanides en deux étapes plutôt qu'en une seule. Il s'agit donc maintenant d'une démonstration moins ambitieuse que prévue, mais qui ne remet pas en cause la validité de la démonstration car elle teste le cœur dur de la séparation des actinides des lanthanides. Pour la séparation Am/Cm, rien n'a été changé. Pour la séparation de Np, il s'agissait de modifier une étape du procédé Purex.

Le premier travail de démonstration de faisabilité technique a été d'équiper la cellule CBP d'Atalante pour tester la séparation de Np et de tester la configuration des appareils pour cette démonstration. Des difficultés de fonctionnement de nouveaux appareils ont conduit à un retard d'une année dans la réalisation des nouvelles expériences. Les expériences ont débuté en avril 2005 et les premiers résultats montrent que les modifications du procédé Purex envisagées par le CEA conduisent aux résultats attendus.

L'objectif du CEA est de démontrer d'ici la fin de 2005 et en 2006 qu'il y a un procédé robuste de séparation de Am et Cm.

La Commission est certes confiante dans l'aboutissement de la démonstration de la faisabilité technique de la séparation poussée mais le dossier de fin 2005 ne renfermera pas tous les résultats permettant de conclure. Il est vrai qu'il s'agit d'expériences d'une autre envergure que les expériences de laboratoire. Quoiqu'il en soit des résultats obtenus fin 2006, terme de la loi, les expériences devront être poursuivies et progressivement prendre plus d'ampleur vers une démonstration de type industriel. En particulier il faudra en premier tester l'enchaînement des procédés testés indépendamment. C'est bien l'objectif du CEA, qui, dans une perspective liée aux réacteurs de génération IV, souhaite même aller plus loin que prévu dans la séparation poussée des actinides (séparation groupée de tous les actinides contenus dans le combustible usé avec le procédé Ganex). La Commission n'a pas d'informations détaillées sur ce point.

#### **3.4.4. Poursuite des recherches**

La dynamique des recherches en séparation doit se poursuivre après 2006 même si les perspectives

industrielles d'applications sont lointaines comme il est expliqué au paragraphe 3.7. On voit que la logique de poursuite des recherches les inscrit dans l'étude de la faisabilité pré-industrielle de la séparation poussée. Quelles que puissent être les nécessités imposées à la séparation à cette époque, un certain nombre de contraintes communes à tout procédé existeront : compréhension profonde des mécanismes d'extraction, tenue des réactifs aux rayonnements, purification des réactifs, modélisations de génie chimique et gestion des effluents secondaires. Les ADS sont plutôt envisagés pour une transmutation en mode homogène d'éléments séparés et notamment de Am, avec multirecyclage. Une partie des réacteurs de génération IV dédiés à la transmutation sont plutôt envisagés pour une transmutation en mode homogène avec multirecyclage de tous les actinides d'un combustible contenant à la fois U, Pu et les actinides mineurs. Les nouvelles orientations de la séparation doivent en tenir compte. En particulier la transmutation en réacteurs nécessiterait une co-extraction de tous les actinides des solutions de produits de fission. Les recherches conduites durant le temps accordé par la loi permettent d'aborder ces nouvelles recherches sur des bases solides.

La séparation poussée fait partie des programmes affichés au Japon et en Russie. Par ailleurs les recherches continuent en Union Européenne dans le cadre du projet Europart du 6<sup>ème</sup> PCRD. Depuis trois ans les Etats-Unis ont lancé le programme AFCI. La conception des réacteurs de quatrième génération et du cycle du combustible qui leur est associé demande de traiter quatre points importants : recycler tous les actinides, les recycler ensemble pour des raisons de simplification des procédés et de non prolifération, viser à la plus grande compacité (coupler opérations chimiques et réacteur), diminuer les rejets à l'environnement et les déchets. On voit qu'il s'agit là d'objectifs ambitieux nécessitant un long effort de recherche.

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

La transmutation nécessite de disposer de composés chimiques de haute densité, de haute conductivité thermique, à haut point de fusion et particulièrement résistants aux rayonnements ionisants. Il peut s'agir d'oxydes, de nitrures, de carbures, de métaux, simples ou mixtes, purs ou en mélanges (composites Cercer et Cermet par exemple). Ils doivent aussi

pouvoir être introduits dans des éléments d'assemblages des cœurs à neutrons rapides des systèmes de transmutation (réacteurs RNR ou ADS). En effet la transmutation en REP semble écartée pour de multiples raisons. Cela impose une mise en forme des composés et des propriétés particulières tant pour les objets introduits dans les aiguilles (généralement des pastilles de céramiques) que pour les gaines des aiguilles. Pour les pastilles, il s'agit surtout de la résistance à l'augmentation de volume par irradiation (amorphisation, changement de phases) et par production de gaz. La gaine des aiguilles des cibles ou des combustibles de transmutation doit supporter des fluences de neutrons très élevées sous la contrainte de la pression interne due aux pastilles et au relâchement de gaz. C'est l'ensemble des propriétés des matériaux (composés et gaine de l'aiguille) et de leur comportement en situation d'interaction, dans les conditions d'emploi en réacteur, qui sont simultanément étudiées dans les indispensables expériences d'irradiation. Le CEA considère qu'il s'agit alors d'une démonstration de faisabilité technique. La faisabilité scientifique est acquise lorsque les calculs neutroniques et de dissipation de la chaleur des aiguilles montrent que l'expérience est possible. Evidemment, le matériau des pastilles doit déjà être caractérisé au mieux pour évaluer cette dernière faisabilité.

Le CEA a présenté à la Commission le 1<sup>er</sup> décembre 2004 l'avancement des études sur les cibles et combustibles de transmutation à base d'oxyde. Il a particulièrement mis en exergue les différents teneurs en plutonium et en actinides mineurs des matières radioactives qu'il faut tester (voir annexe A au présent chapitre) et a présenté l'état de l'avancement des recherches. Le rapport du CEA fait une large place à la fabrication des cibles et aux expériences d'irradiation en réacteur et expose l'ensemble des recherches conduites dans ce domaine durant les quinze dernières années.

### **3.5.1. Évaluation globale des recherches exposées dans le rapport CEA**

#### **Analyse des résultats**

Comme la Commission l'a dit dans ses précédents rapports (n° 9 et n° 10 notamment), un certain nombre d'expériences d'irradiation d'aiguilles ont été réalisées ou sont en cours. Le CEA en a fait le bilan et en tire les principaux enseignements. Il faut noter que les expériences d'irradiation en réacteur à neu-

trons rapides (RNR comme Phénix en France et BOR 60 en Russie) ou à neutrons thermiques à haut flux (HFR aux Pays-Bas) ont visé et visent souvent plusieurs objectifs (tests de matériaux pour cible ou combustible, tests de comportement global d'aiguilles) qui ne sont pas tous atteints en même temps ni dans la même expérience. La préparation d'une expérience, c'est-à-dire la conception et la fabrication d'une aiguille et son introduction en réacteur est souvent aussi longue que le temps passé en réacteur. Ensuite l'examen complet des aiguilles peut demander quelques années. L'inévitable étalement dans le temps d'une telle expérimentation complique l'examen des acquis à une date donnée. Par ailleurs les résultats obtenus doivent être vus sous deux angles selon que l'on se place du point de vue des expériences (toutes désignées par des acronymes) ou des objectifs visés. Le CEA expose les résultats selon ces deux points de vue mais ne fait pas de distinction entre expériences terminées et expériences en cours. Pour mieux souligner ce qui reste à faire après 2006, la Commission les distingue.

En 1992 la résistance à l'irradiation neutronique de matériaux métalliques de structure des assemblages, notamment des gaines des aiguilles avait été testée (programmes CAPRA et EFR). Les gaines doivent résister à des doses élevées, notamment lorsqu'on souhaite pousser la transmutation à des taux élevés. Aussi peu d'expériences spécifiques ont été faites dans le cadre des recherches de la loi. Plusieurs nuances d'acier peuvent résister jusqu'à des taux de 150 dpa (correspondant sensiblement à un taux de combustion de 150 GWj.t<sup>-1</sup>), mais pour atteindre 90 % de transmutation d'un actinide comme Am (et Cm) avec des neutrons rapides il faut aller jusqu'à 200 dpa, ce qui nécessitera de nouvelles expériences pour s'assurer que cela est possible.

Un problème majeur de la transmutation en REP au moyen de divers types de combustible (UOX, MOX UE-Am, MIX) est la teneur maximale possible en actinides mineurs, en raison notamment des difficultés de fabrication et de l'incidence possible du dégagement d'hélium dans le combustible durant l'irradiation en réacteur. Il y a eu peu d'études destinées à évaluer les combustibles pour transmutation en REP, en mode homogène. Pour envisager sérieusement une transmutation en REP, il faudrait reprendre une expérimentation en irradiation.

Toutes les recherches du CEA ont visé la transmutation avec des neutrons rapides.

Avant ou en même temps que les expériences en réacteurs le CEA a travaillé sur les matériaux d'irradiation : composés d'actinides (ou de produits de fission), oxydes inertes (voire métaux) et matériaux modérateurs qu'il faut assembler pour faire des aiguilles afin de tester les combustibles et cibles de transmutation. Les combustibles sont destinés à la transmutation en mode homogène en RNR, ce sont en général des mélanges d'oxydes de U, Pu et d'actinides mineurs. Les cibles de transmutation sont destinées à la transmutation en mode hétérogène en ADS et en RNR. Dans le premier cas, ADS, ce sont des mélanges d'un oxyde d'actinide et d'un oxyde inerte (micro- ou macro-dispersé). Dans le second cas, RNR, ce sont aussi des mélanges d'un oxyde d'actinide et d'un oxyde inerte (ou d'oxyde de U ou Pu) mais les aiguilles sont entourées d'un matériau modérateur car on vise 90 % de transmutation en un seul passage en réacteur en combinant le flux intense d'un RNR et l'avantage qu'apporte la modification du spectre d'énergie des neutrons pour la transmutation. Les proportions en actinides à transmuter dans les matériaux sont variables mais beaucoup plus élevées pour les cibles que pour les combustibles. On y revient ci-dessous.

Ce sont essentiellement des oxydes de Am qui ont été étudiés, oxydes simples comme  $\text{AmO}_x$  ( $1,5 < x < 2$ ) ou mixtes comme  $(\text{Am}, \text{Zr}, \text{Y})\text{O}_x$  (solution solide de 6 à 20 % en Am) et  $\text{Am}_2\text{Zr}_2\text{O}_7$ . Les études vont de leur synthèse à l'étude de leurs propriétés structurales et thermodynamiques avant et après mise en forme. La technologie de fabrication est très importante car elle conditionne la microstructure et la morphologie du matériau. La structure cristallographique doit pouvoir incorporer les produits de fission. Les oxydes simples sont à priori moins intéressants que les oxydes mixtes. La Commission a rapporté l'avancement de ces études dans ses rapports annuels. Il s'est agi de recherches très approfondies. Ces oxydes sont de bons candidats pour les expériences d'irradiation. Pour l'instant quelques résultats de leur tenue sont disponibles. Ils sont explicités à propos de l'examen des expériences d'irradiation en réacteur (voir ci-dessous).

La sélection des oxydes inertes, plus classiques, a permis d'éliminer assez rapidement  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{MgAl}_2\text{O}_4$  et de retenir comme candidats  $\text{MgO}$  et  $(\text{ZrY})\text{O}_2$ . Les expériences de tenue en réacteur ont été précédées d'irradiations externes avec des ions lourds afin d'étudier les phénomènes élémentaires de production de défauts et d'amorphisation par les

fragments de fission et les noyaux de recul. Pour les tests en réacteur, ils sont souvent dopés en U enrichi en U235 pour simuler les actinides mineurs.

Enfin le CEA a retenu comme modérateurs, parmi d'autres candidats,  $\text{B}_4\text{C}$  (très enrichi en B11) et  $\text{CaH}_x$  déjà utilisés par ailleurs dans les barres de commandes des réacteurs et dans les couvertures radiales de Phénix. L'hydrure de calcium est *a priori* favorable.

Le CEA a aussi étudié, quoique moins intensément, des nitrures et des carbures d'actinides qui présentent des propriétés que n'ont pas les oxydes, mais qui sont plus difficiles à mettre en œuvre. Par exemple, les nitrures ne réagissent pas avec le sodium qui peut alors être introduit dans les aiguilles et assurer une bonne conduction de la chaleur. Mais il faut de l'azote très enrichi en N15. Des expériences ont été faites sur (U,Pu)N. Les carbures sont plutôt prévus pour un caloporteur gaz.

Les études de « scénarios de transmutation » (cf. § 3.2) montrent que, pour diverses raisons liées à la sûreté des systèmes de transmutation, les teneurs en Pu ou en AM des matériaux de transmutation sont limitées. Pour les oxydes et les RNR en mode de transmutation homogène, elles sont de l'ordre de 15-20 % en Pu et de quelques pour cent en actinides mineurs (surtout Am), par exemple de 2,5 % pour un RNR-sodium et de 5 % pour un RNR-gaz avec un combustible sous forme d'oxyde (U, Pu, AM) $\text{O}_2$ . Elles sont du même ordre de grandeur en mode de transmutation hétérogène, par exemple pour un RNR à modulation locale avec une cible de composite Cercer  $\text{AMO}_2 + \text{MgO}$  (ou  $\text{ZrO}_2$ ) ou Cermet  $\text{AMO}_2 + \text{Mo}$ . Cela correspond à au plus 2 g d'actinide par  $\text{cm}^3$  de matière introduite dans les aiguilles. Toujours pour les oxydes, la teneur est de 50 % ou plus en AM pour le combustible des ADS (sous forme de composite  $\text{AMO}_2 + \text{MgO}$ ,  $\text{ZrO}_2$  ou Mo). Cela correspond alors à 2 à 5 g d'actinide par  $\text{cm}^3$ . Pour les nitrures et alliages métalliques la teneur peut être jusqu'à 6 g d'actinide par  $\text{cm}^3$  (sous forme de composé (Pu, Am, Zr)N et d'alliage (Pu, AM, Zr). Ainsi, on voit que les études pour la transmutation nécessitent des expérimentations sur deux types de matière radioactive, renfermant moins ou plus de 2 g d'actinide par  $\text{cm}^3$ . Cela pose des problèmes différents notamment à la fabrication des aiguilles tests lorsqu'elles contiennent ou non des émetteurs alpha de courte période et émetteurs de neutrons comme des isotopes de Cm. Une aiguille contient typiquement quelques centaines de grammes de Pu et ou d'actinide mineur.

Le Tc peut être transmuté sous forme de métal ou d'alliage. Aucun composé d'iode n'a pu être trouvé, qui se prête à la transmutation.

Les expériences où l'irradiation a été réalisée jusqu'à son terme sont examinées ci-dessous.

Les expériences les plus anciennes ont été Superfact 1 (irradiation dans Phénix terminée en 1988 et examens après irradiation terminés en 1992) et Trabant 1 (irradiation dans HFR terminée en 1997). Les premières ont porté sur la transmutation de Np (teneur de 2 %) et de Am (teneur de 2 %) dans des aiguilles de combustibles oxyde (U, Np)O<sub>2</sub> et (U, Np, Am)O<sub>2</sub> pour une transmutation en mode homogène. Jusqu'à des taux de transmutation de 6,5 atomes pour cent (30 % d'actinides transmutés), les aiguilles ont subi des tests satisfaisants montrant que l'on pouvait, en optimisant les aiguilles, conserver les performances du combustible UOX jusqu'à une teneur de 2,5 % en Am (Cm étant exclu). Il en a été de même pour des aiguilles d'oxyde à 5 % de Np et 40 % de Pu (MOX) transmutés à 9,3 atomes pour cent dans le réacteur HFR. Un assemblage de 250 aiguilles (MOX RNR) à 2 % de Np a même été préparé (expérience NACRE pour Superphénix) mais jamais irradié.

Les expériences Matina 1 et 1A (Phénix), T2, T2bis et T3, T4 et T4bis (HFR), Tanox, Thermet (Siloé) du programme EFFTRA sont pour l'essentiel finies (fin de Matina 1A en 2004). Elles ont visé l'étude d'oxydes d'actinides et d'oxydes inertes. Elles ont porté sur UO<sub>2</sub> enrichi en U235 jusqu'à 3,7 g/cm<sup>3</sup> (U235 simule ici les actinides mineurs) et sur divers composites Cercher : AmO<sub>2</sub> + MgAl<sub>2</sub>O<sub>4</sub>, ou MgO, CeO<sub>2</sub>, et divers oxydes de Zr ou de Al. Elles ont montré que la spinelle MgAl<sub>2</sub>O<sub>4</sub> initialement choisie n'était pas acceptable en raison d'un gonflement trop important (20 %), que l'actinide en macro-dispersion à moins de 3 g/cm<sup>3</sup> de Am limite l'endommagement par rapport au cas où il est en micro-dispersion, qu'une température supérieure à 1 000 °C recuit des défauts et que la gaine peut supporter les flux de neutrons rapides pour un taux de transmutation de 50 % (essentiellement des fissions). Pour aller au-delà, c'est-à-dire 90 % il faut un flux de neutrons modérés, ce qui coïncide d'ailleurs avec les exigences neutroniques de la transmutation dite « *en une passe* ». L'expérience T4bis (AmO<sub>2</sub> microdispersé dans MgAl<sub>2</sub>O<sub>4</sub> à 0,4 g/cm<sup>3</sup>) a conduit à la

fission de 72 % de Am et à un taux de transmutation égal à 99 %.

L'expérience Bora Bora (BOR 60, fin 2002) a porté sur le composite PuO<sub>2</sub> + MgO et sur divers nitrures de U et de Pu. Les taux de transmutation sont allés jusqu'à 11 % pour les oxydes. Les observations post-irradiation sont en cours.

Les expériences T1 et Project 1 (HFR, fin en 1995 et 2001) ont montré qu'il n'y avait aucun composé d'iode stable dans les conditions d'une irradiation réaliste (gonflement de 20 %, points de fusion trop faibles). L'étude de la transmutation de l'iode est abandonnée. En revanche, l'expérience T2 (HFR) sur Tc métal a donné de bons résultats (15 % de Tc transmuté).

Au début de 2004, huit assemblages de Phénix contenaient les aiguilles expérimentales des expériences Matina 1A, Métaphix 1, 2 et 3, Profil R, Anticorps 1, Ecix B et Ecix H. Les expériences réalisées ou en cours sont récapitulées dans le tableau ci-après.

#### **Appréciation sur la présentation par le CEA des recherches sur les cibles et combustibles**

Les résultats relatifs aux combustibles et cibles de transmutation sont très bien présentés dans le rapport CEA. Les collaborations sont indiquées. Le texte est dense et précis. Un rapport technique donne tous les compléments.

Le CEA considère que la transmutation de Tc est faisable. L'expérience Anticorps 1 doit le confirmer.

Le CEA considère que la fabrication du combustible MOX-UE (U, U enrichi, autour de 9 % de Pu, autour de 1 % Am et Np) qui serait le mieux adapté à une transmutation en REP nécessiterait une téléopération pour être opérée. Au-delà de cette complication, il se formerait du Cm. Par ailleurs Cm ne pourrait pas être introduit dans le combustible car cela conduirait à la présence rédhibitoire de Cf, puissant émetteur de neutrons. La Commission partage ce point de vue.

Pour le recyclage en RNR les conclusions du CEA sont prudentes. La présence de Cm dans les combustibles pour une transmutation en mode homogène conduirait à de grandes difficultés de manipulation. La teneur en Am serait limitée à 2,5 %. Il faudrait

## Programme des irradiations expérimentales

Thème		Nom	Réacteur	Date
<b>IRRADIATIONS GÉNÉRIQUES</b>				
Données neutroniques		Profil R Profil M	Phénix Phénix	Fin en 2005 2005 à 2006
Matériaux de structure		Quasar 1 et 2 Oliphant 1 Bis Memphis 2 et 3 Andromède	Phénix Phénix Phénix Phénix	Finie Finie Finie en 1990 Non réalisée
Modérateur		Modix	Phénix	Non réalisée
Matrices	Matrices + UO <sub>2</sub> Matrices + UO <sub>2</sub> Matrices + UO <sub>2</sub>	T2 T2 bis T3 Thermhet Tanox Matina 1 Matina 1A Matina 2/3	HFR HFR HFR Siloe Siloe Phénix Phénix Phénix	Finie Finie Finie Finie Finie en 1994 Finie Finie en 2004 2004 à 2006
Composés	Oxydes Nitrures (carbure) Nitrures Oxydes et nitrures	Amboine Nimphe Confirm Bora-Bora	BOR 60 Phénix HFR BOR 60	2005 à 2007 Finie 2005 à 2006 2002 et fin 2003
<b>COMBUSTIBLES, TRANSMUTATION HOMOGENE</b>				
RNR	Np dans MOX Np et Am dans oxyde Np dans oxyde Actinides mineurs dans UPuZr	Nacre Superfact 1 Trabant 1 Metaphix 1-2-3	SPX Phénix HFR Phénix	Arrêtée Finie en 1988 Finie en 1997 2004 à 2007
REP		Actineau Dinamo	Osiris Osiris	Non réalisée Non réalisée
<b>CIBLES, TRANSMUTATION HÉTÉROGÈNE</b>				
Incinération actinides mineurs	Np et Am dans oxyde Am dans spinelle Am dans spinelle Am + matrices Am oxyde dans magnésie Am oxyde dans magnésie Composés Am + matrices	Superfact 1 T4 T4 bis T5 Ecrix B Ecrix H Camix/Cochix	Phénix HFR HFR HFR Phénix Phénix Phénix	Finie en 1988 Finie en 1997 Finie en 1999 Fin en 2005 Fin en 2007 Fin en 2005 2005 à mi-2008
Incinération PF	Tc et iode Tc Iode Tc Iode	T1 T2 Project 1 Anticorp 1 Anticorp 2	HFR HFR HFR Phénix Phénix	Finie en 1995 Finie Finie en 2001 Fin en 2007 Non réalisée
<b>COMBUSTIBLES DÉDIÉS</b>				
Consommation Pu		Trabant 1 Bora-Bora	HFR BOR 60	Finie en 1996 2002 et fin 2003
Transmutation d'actinides mineurs		Futurix	Phénix	2007 à 2008

étudier les contraintes de fabrication du combustible sur l'ensemble du cycle. La préférence du CEA va à la transmutation hétérogène avec modération locale, mais il faut attendre les résultats expérimentaux. Enfin le CEA ne se prononce pas sur la réalisation des cibles pour ADS. Dans ces deux derniers cas, la transmutation se ferait dans des systèmes dédiés ce qui présente l'avantage d'une limitation des quantités de matière présentant des difficultés de manipulation, et de sa séparation d'avec le cycle du combustible des réacteurs de puissance.

### 3.5.2. Recherches en cours

On voit que les expériences déjà faites ont surtout permis de sélectionner certains composés d'actinides mineurs et d'oxyde ou de métaux inertes prometteurs. Les expériences en cours et à venir doivent confirmer ces sélections.

Les expériences en cours sont les suivantes :

- Les expériences Matina 2/3 (Phénix) visent, de 2004 à 2007, la poursuite des expériences multi-

objectifs Matina 1 et 1A (tenue de MgO, (Zr,Y)O<sub>2</sub> et Ce<sub>2</sub>Zr<sub>2</sub>O<sub>7</sub> à des fluences de neutrons très élevées).

- Les expériences Métaphix 1, 2 et 3 (2004 à 2008 dans Phénix) visent à tester des aiguilles à combustible métallique UPuZr renfermant de 2 à 5 % de Np, Am, Cm (ou de lanthanides) avec des taux de transmutation de 2,4 à 11 %. Métaphix 1 a été déchargée en 2004. Les autres le seront en 2007 et 2008.

- Les expériences Ecrix B et Cochix H dans Phénix visent à tester les deux modérateurs CaH<sub>2</sub> et <sup>11</sup>B<sub>4</sub>C entourant des aiguilles à composite AmO<sub>2-x</sub> + MgO à 0,7g Am/cm<sup>3</sup>. La sortie du réacteur de Ecrix H est prévue en octobre 2005 et celle de Cochix B fin 2007. On vise 30 % de fission et 90 % de transmutation de Am.

- L'expérience T5 (HFR, à partir de 2005) vise à tester des oxydes de Am purs ((Am,Y,Zr)O<sub>2-x</sub>, (Am,Pu,Zr,Y)O<sub>2</sub> à 0,7g Am/cm<sup>3</sup>) ou les composites Cercer (Am<sub>2</sub>Zr<sub>2</sub>O<sub>7</sub> + MgO) et Cermet ((Am,Y,Zr)O<sub>2-x</sub> + Mo, (Pu,Am)O<sub>2-x</sub> + Mo avec Mo appauvri en Mo 95). L'utilisation de Mo permet de maintenir une haute température dans la cible (1 000 °C).

- Les expériences Camix 1 et 2 et Cochix (Phénix 2005 à 2008) visent à tester diverses solutions solides d'oxydes mixtes de Am,Zr et Y(Am,Zr,Y)O<sub>2-x</sub> et Cermet Y(Am,Zr,Y)O<sub>2-x</sub> + MgO à 0,7g Am/cm<sup>3</sup>. Dans Camix, il s'agit de micro-dispersion, et de macro-dispersion dans Cochix.

- Le programme Confirm du 5<sup>ème</sup> PCRD (réacteur R2 de Studsvik, mise en réacteur début 2004) vise l'étude des nitrures sans uranium (Pu, Zr)N et à la préparation de (Am, Zr)N. Le programme Future du 5<sup>ème</sup> PCRD porte sur les oxydes (Pu, Am, Zr)O<sub>2</sub>, (Th, Pu, Am)O<sub>2</sub> et (Pu, Am)O<sub>2</sub>, envisagés comme combustibles pour ADS, et sur les Cercer de ces oxydes avec MgO, ZrO<sub>2</sub> ou des métaux W, Cr, V. La possibilité d'utiliser du Cm est envisagée. C'est dans ce programme qu'est étudiée la coprécipitation de Pu et Am.

- Les expériences Futurix-FTA (2007 à 2008) visent les combustibles oxydes, nitrures et métal (Pu, Am, Zr, Np) pour recyclage en ADS avec des charges élevées en actinides (Am et Np). Elles sont programmées dans le cadre de larges collaborations (USA, Union européenne, Japon).

- La transmutation de Tc sous forme de métal ne pose pas de problème (expérience T2). L'expé-

rience Anticorp 1 dans Phénix (fin 2007) vise une démonstration de transformation en ruthénium stable jusqu'à 25 atomes pour cent en assemblage modéré par CaH<sub>x</sub>.

Le CEA a examiné la retraitabilité des combustibles de transmutation. En effet, excepté dans le cas d'un mode de transmutation hétérogène où en un seul passage en réacteur 90 % des actinides de la cible seront fissionnés, dans tous les autres cas il faudra recycler les combustibles et re-fabriquer de nouveaux combustibles de transmutation à partir de Pu et des actinides restant du passage précédent. Le CEA a estimé, sur la base du retour d'expérience des usines de la Hague, à quelles difficultés il faut s'attendre pour les séparations des éléments. Dans le cas du multirecyclage, il n'y aurait pas de difficultés apparentes pour récupérer U et Pu. Toutefois des inconvénients comme une précipitation de molybdate de Zr et une augmentation d'indissous à la dissolution, ainsi qu'une décontamination difficile en Pu du flux U, pourraient apparaître. Avec les MOX actuels, il y a déjà 0,1 à 0,5 % d'indissous. Aucun nouveau déchet ne serait généré. Ensuite, pour séparer les actinides mineurs on retrouverait la situation d'une séparation poussée sur laquelle, au plan industriel, on n'a que des projections. Dans le cas des combustibles pour ADS ce serait moins simple en raison des difficultés pour dissoudre les composites Cercer et Cermet et la gestion des déchets ultimes impliquerait certainement de nouveaux verres de confinement pour tenir compte des éléments nouveaux apportés par ces composites. Ici la pyrochimie pourrait jouer un rôle. Dans l'optique d'une transmutation « *en une passe* », il faudrait conditionner les cibles irradiées (aiguilles cibles et aiguilles modératrices) après démantèlement des assemblages dans des colis d'entreposage-stockage.

### 3.5.3. Conclusion sur les cibles et combustibles

La plupart des études du CEA sur les matériaux destinés à démontrer la possibilité de transmuter les actinides ont surtout porté sur des oxydes d'actinides (U, Pu, Am, Cm, Np) pour un recyclage homogène dans un RNR-sodium et sur des composites d'oxydes de Am (voire Cm) et d'oxydes inertes (voire de métal) pour un recyclage hétérogène dans un ADS ou hétérogène en RNR (en assemblage localement modéré). Dans le premier cas, le CEA a une bonne confiance dans la tenue du combustible MOX RNR renfermant Np et Am (voire Cm), mais



en faible quantité. Dans le deuxième cas les composés oxydes très riches en Am sont en voie d'optimisation. Les expériences à l'appui de ces conclusions sont encore peu nombreuses et la démonstration de la faisabilité de fabrication des aiguilles et celle de leur retraitabilité demande encore beaucoup d'études, par essence très longues.

L'important problème de la fabrication d'aiguilles contenant du curium en quantité importante (surtout pour les réacteurs de génération IV) soulève de grandes difficultés en raison de l'activité spécifique alpha et neutronique de Cm244. Il faudra un saut technologique dans les ateliers du cycle et probablement passer à la technique Vipac/Spherpac pour préparer les aiguilles. La présence de 0,1 % de Cm en impureté dans Am interdit déjà, dans Melox, la fabrication de combustible MOX-UE à 1,5 % en Am (combustible préconisé pour recyclage homogène en REP). Enfin, l'étude des nitrures et alliages métalliques particulièrement intéressants pour les ADS (et les RNR-gaz) est beaucoup moins avancée que celle des oxydes.

La Commission conclut que les études sur les cibles et combustibles pour transmutation sont en bonne voie. Les équipes du CEA ont la maîtrise des connaissances et de la technologie dans ces domaines d'étude, maîtrise reconnue au plan international. Mais il est clair qu'en 2006 on ne disposera que de peu de résultats complets d'irradiations d'aiguilles, résultats dont on ne peut se passer pour s'assurer de la viabilité d'une cible ou d'un combustible de transmutation. La qualification d'une cible ou d'un combustible est un processus demandant une dizaine d'années (ici faisabilité scientifique et faisabilité technique vont de pair). L'étape de viabilité ne pourrait être franchie que plus tard et ce ne serait que la première pour aller vers la réalisation industrielle d'assemblages susceptibles d'être introduits dans un système de transmutation. Elle nécessitera des expériences de démonstration au niveau d'un assemblage chargé en actinides avec des taux de transmutation élevés. Enfin le problème de la transmutation du curium reste à régler.

#### **3.5.4. Poursuite des recherches**

Toutes les recherches en cours doivent évidemment être poursuivies. Il s'agit ici d'une nécessité. Le programme de travail est chargé en raison du nombre d'expériences en cours ou projetées.

Au plan de la fabrication des matériaux pour transmutation, il convient de développer certains procédés, par exemple ceux mettant en jeu la coprécipitation de Am et Cm dans différents oxydes. Ce type d'expérience a débuté dans Atalante avec la préparation par procédé sol-gel de  $(Pu, Am)O_2$  à 80 % de Am. C'est cette voie qui ouvrirait le procédé Vipac. Elle est liée aussi aux recherches en séparation évoquées ci-dessus. Les recherches sur les nitrures et carbures sont beaucoup moins avancées que celles sur les oxydes, aussi les études dans ce domaine doivent être poursuivies. À cet égard, le CEA a présenté à la Commission quelques caractéristiques d'un combustible pour un RNR-gaz. Le concept est fondé sur un combustible à particules, assemblées en pastilles pour aiguilles ou pour plaques. Les particules sphériques sont formées par le carbure ou le nitrure d'actinides enrobé d'une enveloppe de carbure de silicium, ou de zirconium. Ce nouveau type de combustible demande de développer des bases scientifiques et techniques nouvelles.

L'épreuve de faisabilité industrielle de la transmutation passera par l'expérimentation à l'échelle de l'assemblage. Cela dépend de la possibilité de disposer d'un atelier pilote de séparation poussée et nécessitera des kilogrammes de Am.

### **3.6. TRANSMUTATION**

#### **3.6.1. Évaluation de la faisabilité technique de la transmutation**

Comme cela est rappelé dans l'introduction de ce chapitre, la faisabilité technique de la transmutation n'est actuellement pas démontrée, même si de nombreux résultats expérimentaux ont été accumulés, notamment au moyen de Phénix, depuis plus de dix ans d'études. Le rapport technique du CEA « Faisabilité technique de la transmutation des déchets à vie longue » fait le point sur cette faisabilité technique en s'appuyant sur trois scénarios contrastés de transmutation industrielle. Dans le premier scénario, le plutonium et l'américium sont multirecyclés en mode homogène dans des réacteurs à eau pressurisée REP à partir de 2020. Le second scénario est fondé sur le déploiement à partir de 2035 des réacteurs à neutrons rapides appartenant à la génération IV capables de recycler l'ensemble des transuraniens en mode homogène, tandis que, dans le troisième scénario à deux strates, les actinides mineurs produits par le parc REP sont transmutés en ADS à partir de 2045. Ces études font suite à des études de

scénarios, dits scénarios CNE, effectuées par le CEA et dont la Commission a fait l'évaluation dans son précédent rapport.

Ces trois scénarios, contrairement aux précédents, s'inscrivent dans un calendrier précis allant jusque vers la fin de ce siècle. Ils sont difficilement comparables car, le calendrier n'étant pas commun, ils concernent des quantités et des flux à transmuter et à gérer différents.

### **3.6.1.1. Scénario MOX-UE Am dans les EPR**

Le CEA met bien en évidence les problèmes qui apparaissent avec le premier scénario de recyclage homogène de plutonium et d'américium dans des REP, de type EPR. Parmi les différentes voies de recyclage en REP déjà commentées par la Commission (Corail, APA, MIX) celle-ci semble a priori la plus prometteuse car la conception du combustible est une extension de celle du MOX actuel et son introduction ne concerne qu'une partie du parc de réacteurs. Ce scénario est fondé sur trois types de combustibles qui sont introduits progressivement à 100 % dans les réacteurs EPR dont le déploiement est prévu à partir de 2014 pour aboutir en 2055 à un parc de réacteurs à l'équilibre avec la composition suivante :

- 52 % chargés uniquement en combustibles de type UOX ;
- 13 % chargés uniquement en combustibles de type MOX-UE, destinés au multirecyclage du plutonium, l'enrichissement du support d'uranium permettant d'atteindre des taux de combustion de 60 GWj/t tout en maintenant une teneur en Pu n'excédant pas 12 % ;
- 35 % chargés uniquement en combustibles de type MOX-UE Am, destinés au multirecyclage du plutonium et de l'américium, les teneurs en Pu et Am-241 n'excédant pas respectivement 8 et 1,13 % ;

Pour ce faire, la séparation des actinides mineurs commencerait en 2015. Par ailleurs, l'entreposage du neptunium et du curium conduit à des stocks cumulés en 2100 de 60 et 40 tonnes respectivement.

Ce mode de gestion du Pu et des AM soulève beaucoup de problèmes techniques pointés par le CEA dans son rapport. Se pose d'abord la possibilité de fabriquer des combustibles MOX-UE Am, qui aient une teneur suffisante en Am pour être en mode d'incinération nette, c'est-à-dire au-delà de 1 % pour

Am241. Il semble que le procédé de fabrication par voie humide Sol-Gel soit le plus approprié pour une telle teneur en Am ; sa faisabilité technique reste à être démontrée. De plus, la forte présence dans le combustible de Pu238 (10 % du Pu total) et de traces de curium avec l'américium rend particulièrement délicate sa fabrication (chaleur, irradiation) : comme indiqué par le CEA et rappelé dans ce rapport, cette fabrication est exclue dans l'usine Melox de Marcoule. Le retraitement fait appel à une séparation poussée des AM avec l'objectif de réduire la contamination de l'américium par le curium à quelques dizaines de ppm. Ce scénario appelle une recherche et développement sur le combustible car le crayon doit être redimensionné pour prendre en compte une production accrue d'hélium en réacteur liée aux caractéristiques évoquées ci-dessus et provenant essentiellement de la désintégration de Cm242 et de Pu238 formés à la suite de l'irradiation en réacteur de Am241. Les dimensions de 35 % des réacteurs EPR devraient être modifiées pour accommoder de tels crayons et le parc de réacteurs ne serait pas homogène, d'où résulterait une pénalité économique. Enfin, de nombreux problèmes sont à résoudre avec l'entreposage des 40 tonnes de curium accumulées, liés à la chaleur dégagée, à l'irradiation et aux risques de criticité (11 tonnes de Cm245 dont la masse critique en solution aqueuse n'est que de 42 g).

Aussi le calendrier des étapes conduisant à une mise en service industriel de cette voie, dont le seul bénéficiaire est de stabiliser l'américium en 30 ans, doit être mis en regard de celui du déploiement possible des RNR. Se pose enfin la question plus générale de l'impact, notamment économique, d'un tel scénario sur la gestion et les performances du parc de réacteurs par EDF.

### **3.6.1.2. Scénario mixte EPR et RNR**

Ce scénario de transmutation, fortement mis en avant par le CEA, s'appuie sur la transition jugée inéluctable à terme des REP vers les RNR dans le contexte d'un développement durable du nucléaire au plan mondial. Toute la question, qui se posait déjà au début de l'ère nucléaire avec le démarrage au plan mondial de programmes surgénérateurs, est d'anticiper le moment où les entreprises de production d'électricité auront recours à ces réacteurs, lorsque les conditions économiques les inciteront à le faire (forte élévation du prix de toutes les énergies et notamment du prix de l'uranium, accroissement important de la demande d'électricité et conséquem-

ment de la puissance totale des moyens de production) ou s'il leur est imposé de limiter la production de déchets à vie longue, lorsque cette question sera jugée de plus en plus préoccupante. Bien que tout ceci aura un impact quantitatif sur les inventaires de déchets à vie longue et de matières nucléaires, le scénario mixte du CEA s'appuie sur des dates qui ne reflètent pas vraiment ces incertitudes. Cette étude se concentre en effet sur un scénario volontariste dit « rapproché » de remplacement du parc actuel, la moitié par des EPR entre 2020 et 2035 puis l'autre moitié par des RNR entre 2035 et 2050, avec l'hypothèse d'une production annuelle constante de 400 TWh<sub>el</sub> et en prenant comme référence la technique la plus innovante, celle des RNR-gaz. Le RNR-Na est également discuté mais comme solution de deuxième rang. Le scénario s'appuie également sur d'autres dates pour ce qui concerne les différentes installations du cycle, dont la séparation des actinides mineurs en 2020.

Deux types de réacteurs RNR sont pris en compte dans cette étude : le RNR-Na avec recyclage hétérogène de Am et Cm introduits à forte concentration dans des cibles localement modérées ou recyclage homogène de l'ensemble des actinides mineurs dans les combustibles des réacteurs, et le réacteur RNR-gaz avec cette dernière option de recyclage. Ces réacteurs figurent dans la liste portée à l'Accord intergouvernemental *Generation IV*.

Comme indiqué plus haut, le scénario le plus discuté dans le rapport CEA est celui qui fait appel au recyclage homogène dans des réacteurs RNR-gaz, dont le déploiement est également anticipé en 2035. Il s'agit d'un réacteur innovant dont la faisabilité technique n'est pas acquise. Comme indiqué par le CEA, il pose des problèmes de sûreté avec la dépressurisation possible de l'hélium caloporteur et avec un nouveau type de combustible capable de fonctionner à des températures élevées autour de 700 °C. La fabrication et la retraitabilité de combustibles carbures, inspirés de ceux développés dans les versions aiguille ou plaque pour les réacteurs à haute température et à neutrons lents, restent à être démontrées techniquement et doivent faire l'objet d'un important programme de recherche et développement que le CEA se propose de mener (voir § 3.5.4). S'agissant de l'évolution des inventaires, ce scénario, du fait des spectres à neutrons rapides, aboutit à des performances supérieures à ce qui est atteint avec des scénarios incluant des réacteurs à

neutrons lents comme les deux autres présentés par le CEA et discutés dans ce chapitre.

L'option la mieux connue est sans aucun doute celle du recyclage homogène en RNR-Na. Elle s'appuie sur des résultats détaillés présentés antérieurement à la Commission. Contrairement au scénario précédent MOX-UE Am en EPR, le présent rapport fournit peu d'indications concernant les problèmes liés à la fabrication et au retraitement de combustibles oxydes chargés en Am et Cm, si ce ne sont les résultats connus d'irradiation d'aiguilles à Phénix. Si l'on peut admettre que ceux-ci ont établi la faisabilité au niveau de l'aiguille, il n'en est pas de même au niveau de l'assemblage. Cette étape faisait d'ailleurs l'objet du Programme d'Acquisition de Connaissances entrepris peu avant l'arrêt de Super-Phénix en 1997 pour des combustibles fortement chargés en plutonium (programme CAPRA).

La Commission estime que les prévisions de déploiement industriel en 2035 et de début de séparation industrielle des actinides mineurs en 2020 sont très optimistes, voire peu réalistes, d'autant plus que la disponibilité de la technique éprouvée des RNR-Na repoussera vraisemblablement à plus tard l'utilisation des RNR-gaz, si le recours aux réacteurs à neutrons rapides s'avérait nécessaire. La date de 2080 est avancée dans d'autres scénarios, tel que l'un de ceux présentés par EDF lors d'une audition par la Commission.

### **3.6.1.3. Scénario à double strate EPR avec ADT**

Le scénario à double strate présenté par le CEA vise à incinérer les actinides mineurs produits par un parc de réacteurs EPR dans des systèmes dédiés ADT (*Accelerator Driven Transmutation*, c'est-à-dire un ADS industriel dédié à la transmutation) formant la deuxième strate, en attente du remplacement vers 2080 des EPR arrivant en fin de vie par des réacteurs à neutrons rapides de génération IV.

Dans ce scénario, le plutonium est multirecyclé dans des EPR sous forme de combustibles MOX-UE, analogues à ceux du scénario précédent. Ce scénario est donc fondé sur trois types de combustibles UOX, MOX-UE pour les EPR et TRU (TRans-Uraniens) pour les ADS. Ce nouveau type de combustible est très innovant car fortement chargé en transuraniens, dont 55 à 30 % de plutonium à isotopie fortement dégradée, sans support d'uranium. On peut ainsi atteindre à l'équilibre la consomma-

tion maximale théorique de 42 kg/TWh<sub>th</sub> d'actinides mineurs. Selon ce scénario, la mise en service des ADT démarre en 2045 pour atteindre vers 2060 une puissance de 5 GW<sub>el</sub> d'électricité (dont près de 15 % est nécessaire au fonctionnement des accélérateurs). La puissance des deux autres types de réacteurs EPR (UOX et MOX-UE) est de 41 et 14 GW<sub>el</sub> respectivement, la proportion d'UOX étant plus élevée que dans le scénario précédent pour fournir le Pu des combustibles ADS avant la mise en équilibre de leur composition.

Cette option nécessite un important effort de R&D pour aboutir à la faisabilité industrielle. En ce qui concerne le système ADT lui-même, la date de 2045 est en phase avec le calendrier avancé aussi bien par le groupe de travail technique européen (TWG) en 2001 que par le projet Myrrha, pourvu que des choix clairs, notamment financiers, en faveur de cette option soient réellement affichés, ce qui n'est actuellement pas le cas au plan national (du moins côté CEA) et international. Par ailleurs le concept à caloporteur gaz retenu par le CEA apporte un élément de complexité supplémentaire par rapport à un concept standard refroidi au sodium. Les questions techniques à résoudre sont détaillées au chapitre de ce rapport relatif au programme PDS-XADS du 5<sup>ème</sup> PCRD et nécessitent la construction d'un démonstrateur européen de l'ordre de 100 MW<sub>th</sub>. Le scénario présenté par le CEA adopte un des résultats importants de ce programme concernant une puissance unitaire optimale de 400 MW<sub>th</sub> pour laquelle la teneur en plutonium du combustible est minimum quelle que soit sa composition chimique.

Les autres questions concernent le combustible lui-même, fortement chargé en actinides mineurs. Différentes solutions sont discutées en détail (oxyde, nitrure, carbure) au niveau de la fabrication et du retraitement. Il existe cependant une solution de référence, retenue au niveau européen, fondée sur un oxyde Pu + AM sur support MgO, qui présente, selon le CEA, une aptitude à être fabriqué et retraité selon des procédés hydrométallurgiques ou pyrochimiques. De meilleures performances peuvent néanmoins être atteintes avec des combustibles nitrure ou carbure, mais au prix d'une complexification des procédés. Quoi qu'il en soit, la forte teneur en actinides mineurs, très supérieure à celles des scénarios à recyclage homogène, et la présence de Mg qu'il faudra séparer des produits de fission lors du retraitement, conduiront à des installations spécifiques

qui prennent en compte les risques liées à la chaleur dégagée, à l'irradiation et à la criticité. En revanche les flux de matières à traiter sont plus modestes (environ 67 tonnes par an de métal lourd) que dans les deux autres scénarios de recyclage homogène et le recours à la pyrochimie n'apparaît pas incontournable, du moins avec les combustibles oxydes de référence. Quoi qu'il en soit, la qualification d'un tel combustible, demandera un long effort de R&D typiquement de l'ordre d'une vingtaine d'années, pourvu que des moyens d'irradiation soient disponibles, Phénix devant s'arrêter en 2008.

Le CEA a calculé l'impact de ce scénario sur l'évolution de l'inventaire des différents actinides du parc et sur la résorption des actinides mineurs présents dans les stocks de combustibles MOX usés. Ce scénario est plus efficace que le scénario en REP seul, mais la faible incinération du curium dans les ADT (environ 180 kg/an) ne peut compenser sa production dans les réacteurs EPR du parc : l'inventaire en curium (et en Pu240) continue donc de croître. Il s'agit de résultats préliminaires qui pourraient être améliorés avec une optimisation du scénario. La construction d'ADT supplémentaires a un effet important sur la résorption des stocks d'actinides mineurs accumulés dans les combustibles MOX : par exemple avec 18% d'ADT, un stock initial de 80 tonnes en 2045 serait ramené à moins de 20 tonnes en 2080, soit en 35 ans de fonctionnement.

En conclusion de nombreux verrous technologiques restent à résoudre au niveau du système lui-même et du combustible, surtout si l'on s'oriente vers l'utilisation de techniques de pyrochimie. Ces considérations ont amené le CEA à mettre cette option à l'état de veille, avec sa participation au programme EUROTRANS du 6<sup>ème</sup> PCRD, et à miser sur la voie offerte par le déploiement futur des réacteurs à neutrons rapides, dont les performances en terme de transmutation sont présentées plus haut. Le CNRS, pour sa part, fait une analyse différente sur la possibilité de surmonter les difficultés techniques et sur le rôle que pourrait jouer cette filière comme incinérateur dédié complétant un parc de réacteurs électrogènes, REP ou RNR, fonctionnant le plus efficacement possible avec des techniques et des combustibles éprouvés.

### 3.6.2. Résultats du projet PDS-XADS

L'essentiel de l'effort mené depuis près de dix ans en France et en Europe dans le domaine de la transmuta-

tion des actinides mineurs a porté sur les systèmes hybrides ou ADS (*Accelerator Driven System*). De tels systèmes sont constitués d'un réacteur sous-critique dont le fonctionnement est assuré par l'injection continue de neutrons produits par spallation à l'aide d'un accélérateur de protons de puissance élevée (intensité : plusieurs mA ; énergie : des centaines de MeV). La sous-criticité permet d'envisager, du point de vue de la sûreté, le chargement du cœur avec des combustibles fortement chargés en actinides mineurs sans support d'uranium, conduisant ainsi à une transmutation efficace de ces produits, proche de la valeur théorique de 45 kg/TWh<sub>th</sub>. Comme indiqué au § 3.2, les ADS sont des systèmes dédiés uniquement à la transmutation des actinides mineurs, et éventuellement de certains produits de fission à vie longue ; ils sont associés à un parc de réacteurs électrogènes utilisant des combustibles standard à uranium enrichi et MOX.

Les études sur les ADS, entreprises dans le cadre du 5<sup>ème</sup> PCRD de l'Union Européenne, ont abouti sous la forme d'un rapport de synthèse consacré à la conception d'un démonstrateur expérimental d'ADS (*Preliminary Design Study of an eXperimental ADS*). Un tel démonstrateur, chargé dans un premier temps avec des combustibles connus de type MOX par exemple et d'une puissance thermique de l'ordre de 100 MW, est une étape cruciale sur le chemin qui pourrait conduire (vers 2040-2045 ?) à une installation industrielle de transmutation.

L'étude PDS-XADS, coordonnée par Framatome ANP, a bénéficié de l'apport de quatre programmes thématiques de transmutation, l'ensemble étant pris en charge par un ensemble de laboratoires européens fédérés dans le réseau ADOPT, désormais intégré dans Eurotrans pour le 6<sup>ème</sup> PCRD (cf. 3.6.2.5).

Les objectifs de l'étude PDS-XADS étaient triples :

- définir l'accélérateur associé au démonstrateur XADS ;
- évaluer les trois concepts retenus pour le démonstrateur XADS sous l'angle de leur faisabilité et de leur adéquation aux objectifs dérivés du cahier des charges qui a été précédemment défini par le TWG en 2001 pour un tel démonstrateur ;
- identifier les difficultés et les besoins en R&D pour développer les ADS.

### **3.6.2.1. L'accélérateur**

L'accélérateur est aujourd'hui bien défini et ne constitue pas un verrou technologique au développement

des ADS. Il bénéficie en effet des nombreuses techniques mises au point pour les accélérateurs de puissance développés dans le monde pour la recherche fondamentale. Les caractéristiques du faisceau d'un ADS ont été clairement identifiées (6 mA continu, 600 MeV, entrée verticale dans l'axe du réacteur, moins de 5 interruptions annuelles intempestives de faisceau de plus d'une seconde, stabilité en énergie de  $\pm 1\%$ , en intensité de  $\pm 2\%$  et en taille  $\pm 10\%$ , dimensions transverses au niveau de la cible) ; elles sont compatibles avec les techniques actuelles et même en-deçà de ce qui est acquis, sauf en ce qui concerne la forte contrainte imposée au nombre maximum d'interruptions intempestives par le souci de limiter les transitoires de puissance du réacteur. Les études menées à Saclay sur IPHI ont montré que ce dernier objectif était accessible au niveau de la partie basse énergie de l'accélérateur, la partie la plus critique à cet égard de l'accélérateur. Choisi comme solution de référence, l'accélérateur linéaire supraconducteur satisfait pleinement à ce cahier des charges avec des marges confortables (*overdesign approach*) pour l'obtention des caractéristiques visées (contrairement à l'autre solution, le cyclotron). Les études entreprises sur les divers composants comme la source, le quadrupôle radio-fréquence, les cryomodules, ont permis de définir une conception générale d'un accélérateur qui soit fiable et robuste vis-à-vis des défaillances possibles de composants. Enfin, les aspects radioprotection et maintenance ont été également examinés et ne présentent pas de difficultés particulières de réalisation.

En conclusion, la partie accélérateur qui est commune aux trois types de XADS considérés pour l'étude d'un XADS constitue la partie la mieux maîtrisée du futur démonstrateur, du point de vue des techniques mises en œuvre et du coût que le rapport estime à hauteur de 300 M€. Cependant la démonstration globale concernant les interruptions de faisceau reste à faire.

### **3.6.2.2. Les trois concepts proposés pour un XADS et leur adéquation aux objectifs**

Le rapport PDS-XADS porte d'abord sur l'analyse de trois propositions de XADS de faible puissance fondées sur des options techniques et caractéristiques différentes, puis sur l'évaluation de leur adéquation aux objectifs d'un XADS. La commission a déjà fait état dans de précédents rapports des caractéristiques de ces trois systèmes :

- un XADS de **80 MW<sub>th</sub>**, conçu par Ansaldo, refroidi au **plomb-bismuth** ;

- un XADS de **80 MW<sub>th</sub>**, conçu par Framatome ANP, refroidi à l'**hélium** ;
- un XADS de **50 MW<sub>th</sub>**, conçu par SCK-CEN, refroidi au **plomb-bismuth** (projet **Myrrha**).

Le projet PDS-XADS a comparé chacun de ces trois projets aux objectifs assignés à un XADS, à savoir :

1. Le système doit être capable de démontrer la faisabilité d'un ADS industriel, ce qui suppose que les trois sous-ensembles constituant un XADS (accélérateur, cible, réacteur) atteignent des caractéristiques minimum définies dans le rapport PDS-XADS.
2. Comme outil de recherche, il doit être flexible pour faire varier certains paramètres clefs, tels que le niveau de puissance ou de sous-criticité ; dans un deuxième temps, il doit être convertible en XADT, c'est-à-dire pouvoir s'accommoder d'éléments de combustible chargé en actinides mineurs sans uranium.
3. Son fonctionnement doit être fiable et caractérisé par une disponibilité élevée.

Le projet a également évalué les aspects sûreté et intégrité des structures. Une estimation économique a enfin été produite.

Selon un système de cotation proposé par deux auteurs du rapport, l'ensemble de ces trois objectifs est globalement atteint à 50 % environ pour chacun des trois systèmes qui apparaissent donc équivalents, chacun ayant des points faibles et forts se compensant. Cette cotation est en fait trompeuse car elle mélange différentes sources d'incohérence. Par exemple, le projet Myrrha est pénalisé car il envisage un accélérateur de plus faible puissance que celle de l'objectif XADS. On notera cependant les points les plus importants de cette étude :

Par rapport à l'objectif n° 1, la fiabilité de l'accélérateur, la stabilité en intensité à  $\pm 2$  % ainsi que la réalisation d'une micro-modulation des variations de l'intensité du faisceau destinée à s'assurer en continu du niveau de sous-criticité, constituent les difficultés essentielles et restent à être démontrées. Concernant la cible de spallation, la tenue et la durée de vie de la fenêtre reste le défi majeur, à telle enseigne que le concept sans fenêtre a été adopté comme solution de référence pour les deux

réacteurs refroidis au Pb-Bi et qu'une cible solide en tungstène est considérée en deuxième position pour le réacteur refroidi à l'hélium. Enfin la conception des trois cœurs proposés bénéficie de l'expérience obtenue avec les RNR sodium et les HTR gaz et ces trois concepts sont totalement cohérents avec les objectifs assignés à XADS.

Par rapport à l'objectif n° 2, les trois concepts satisfont aux objectifs de flexibilité, sauf en ce qui concerne Myrrha dont l'absence de barres de contrôle rend difficile des essais de variation de sous-criticité. En revanche, Myrrha est, des trois concepts, le seul capable d'accepter une quantité significative de combustible constitué d'actinides mineurs sans uranium (jusqu'à 18 kg). Des études ont montré qu'un XADT, successeur de XADS, refroidi au Pb-Bi ou au gaz, devrait avoir une puissance comprise entre 200 et 400 MW<sub>th</sub> avec  $k = 0.97$  en début de cycle, pour atteindre de bonnes performances de transmutation sans avoir à recourir à des barres contrôlant le niveau de sous-criticité durant le cycle d'irradiation.

La possibilité d'atteindre l'objectif n° 3 dépend en fait des deux premiers. La fiabilité de l'ensemble dépend de celle de l'accélérateur et la disponibilité est directement liée à la conception et à la fréquence des opérations de maintenance et de remplacement de la fenêtre (3 à 6 mois ?), celle concernant la cible elle-même pouvant être réglée sur la durée d'un cycle d'irradiation (3 ans). Il n'a donc pas été possible d'évaluer la cohérence des trois concepts avec les objectifs pour XADS.

### **3.6.2.3. Objectifs de sûreté et d'intégrité structurale**

En plus des trois familles d'objectifs évoqués ci-dessus, le projet PDS-XADS a examiné une liste exhaustive de onze points relatifs à la sûreté du système. Un système de cotation a également été utilisé qui indique que les deux projets refroidis au Pb-Bi satisfont aux onze critères de sûreté à 60 %, et celui refroidi à l'hélium à 55 % : ils sont donc équivalents, avec des points faibles et des points forts. Les concepts au Pb-Bi présentent des caractéristiques intrinsèques de sûreté favorables en fonctionnement mais a le désavantage d'une inspection en service difficile et d'un manque de données technologiques. C'est la situation inverse que l'on a avec le concept refroidi au gaz.

Le maintien de l'intégrité structurale est le problème majeur avec les ADS. Celle-ci dépend de l'importance des dommages causés d'une part par l'irradiation due aux neutrons de haute énergie produits dans la cible et aux protons du faisceau et, d'autre part, par la corrosion due à l'alliage au Pb-Bi liquide. Les dommages d'irradiation concernent la fenêtre d'entrée de la cible en premier lieu ainsi que la ligne de transport après l'aimant de déflexion à 90°. Les phénomènes de corrosion sont dues à la présence d'impuretés dans le Pb-Bi de la cible et du fluide de refroidissement pour deux des concepts refroidis au Pb-Bi. Ce constat ne peut aujourd'hui qu'inciter à examiner des solutions tels que l'absence de fenêtre pour la cible pour les XADS refroidis au Pb-Bi et l'utilisation de cible solide, notamment pour le système refroidi au gaz. La possibilité de limiter fortement les phénomènes de corrosion reste à être démontrée.

#### **3.6.2.4. Éléments de coûts**

Le coût complet (investissement, construction et infrastructures) de réalisation de l'accélérateur linéaire de 600 MeV, 6 mA est simplement déduit du projet EISS de cible de spallation et est estimé à 303 M€ (aux conditions économiques de 2003). Le coût de la cible de spallation n'intervient que pour 10 % de cette estimation. En revanche, un ordre de grandeur du coût du réacteur sous-critique des deux projets à 80 MW<sub>th</sub> est fourni dans ce rapport à partir de l'hypothèse que ce coût est égal à celui d'un réacteur critique de 80 MW<sub>th</sub> refroidi au Na. Le coût d'un tel réacteur est à son tour estimé à partir du coût d'un EPR (1 283 € par kW<sub>el</sub> installé, aux conditions économiques de 2001) auquel on applique un facteur 1,27 de transposition d'un réacteur à neutrons rapides de même puissance (EFR), puis de 1,3 pour tenir compte qu'il s'agit du premier réacteur d'une série et on applique enfin une loi d'échelle de puissance. Le coût global d'un réacteur XADS de 80 MW<sub>th</sub> est ainsi estimé à 600 M€.

Pour sa part, le projet Myrrha a fait une analyse plus détaillée du coût des différents sous-ensembles pour aboutir à une estimation globale de 560 M€, incluant 10 % d'aléas.

Malgré les incertitudes de ces estimations, le coût de réalisation d'un XADS de l'ordre de 80 MW<sub>th</sub> serait environ deux fois plus élevé que celui d'un réacteur critique équivalent, l'accélérateur faisant la différence. Il faut noter que, si un tel surcoût intervient dans celui d'un déploiement éventuel d'incinérateurs

ADS en double strate avec des réacteurs électrogènes, il ne peut à lui seul déterminer le coût total d'un tel scénario qui doit également prendre en compte d'autres facteurs comme l'impact sur le coût du stockage, de l'électricité produite par les réacteurs électrogènes et les recettes éventuelles provenant de la vente des 80 à 85 % de l'énergie (chaleur, électricité) produite par les ADS et non utilisée pour leur fonctionnement. Une analyse globale de l'économie d'un scénario reste donc à faire le moment venu, en tout cas lorsque l'on disposera de données plus fiables sur les coûts de construction, de fabrication et de retraitement de combustibles fortement chargés en actinides mineurs. La réalisation d'un démonstrateur est indispensable pour une telle évaluation économique globale.

#### **3.6.2.5. Évaluation des besoins futurs en R & D. Le programme EUROTRANS**

L'étude PDS-XADS a permis d'identifier d'une manière détaillée les points qui nécessitaient un effort de R & D en interaction avec les partenaires du réseau ADOPT (voir fig. 1). Il s'agit essentiellement de recherches expérimentales, de développement de modélisation et d'analyses de données concourant à lever des verrous techniques ou à prévoir la possibilité d'atteindre certains objectifs, comme par exemple ceux relatifs à la fiabilité de l'accélérateur. Par ailleurs, des recherches de base à caractère plus fondamental continueront à accompagner cet effort, même si elles ne sont plus sur le chemin critique vers l'établissement de la faisabilité technique de l'ADS, à l'exception toutefois de celles relatives aux phénomènes de corrosion et de fragilisation de matériaux.

Trois domaines de recherche sont communs aux systèmes refroidis au gaz et par le Pb-Bi. Il s'agit de la physique des cœurs, du combustible fortement chargé en actinides mineurs, de la cible et de l'accélérateur. Les enjeux les plus importants sont le combustible, la tenue de la fenêtre, la faisabilité d'une solution de cible sans fenêtre, la fiabilité de l'accélérateur (interruptions intempestives de faisceau). Par ailleurs, deux domaines supplémentaires, les matériaux et la thermo-hydraulique, sont spécifiques à chacun des systèmes, Pb-Bi ou gaz, ce dernier bénéficiant cependant des connaissances déjà acquises avec les réacteurs gaz à haute température. A partir d'un système de cotation, l'étude conclut que le volume de R&D sera équivalent pour les deux types de systèmes.

Si l'on veut enfin aboutir plus rapidement, il y a la possibilité, selon le rapport PDS-XADS, de choisir un ADS à cœur rapide refroidi au sodium, pour lequel les recherches peuvent se concentrer sur ce qui est spécifique aux ADS, à savoir l'accélérateur, la cible et le combustible.

Le programme EUROTRANS financé dans le cadre du 6<sup>ème</sup> PCRD regroupe pratiquement les mêmes équipes et laboratoires de recherche ayant participé au 5<sup>ème</sup> PCRD. Ce programme a trois objectifs :

- continuer les recherches techniques sur les points évoqués plus haut ainsi que des recherches plus fondamentales sur les données nucléaires et matériaux ;
- concevoir et évaluer un démonstrateur XT-ADS de l'ordre de 100 MW<sub>th</sub>, orienté vers la démonstration de la transmutation elle-même (alors que jusqu'à présent XADS est focalisé sur une démonstration de fonctionnement avec des combustibles standards) ;
- concevoir enfin un système industriel d'ADS dans la gamme optimum de 200 à 400 MW<sub>th</sub>.

### **3.6.2.6. Conclusion**

On dispose aujourd'hui, avec l'étude PDS-XADS, d'une évaluation technique (mais non économique) approfondie d'un XADS basé sur trois modèles et appuyé sur l'expertise du réseau européen ADOPT (universités, laboratoires nationaux et industries). Pour ce qui concerne la France, le CNRS et le CEA y ont pris une part déterminante. Il en résulte de bonnes perspectives de démontrer la faisabilité technique d'un ADS, pourvu que les défis technologiques concernant la cible, le combustible et la corrosion puissent être relevés et que la fiabilité de l'accélérateur soit confortée par des analyses standards des modes de défaillance et de leurs effets.

En 2008, à l'issue du projet EUROTRANS, on devrait disposer des éléments plus précis de faisabilité et de coûts pour décider, ou non, de la réalisation au plan européen d'un démonstrateur d'ADS de l'ordre de 100 MW<sub>th</sub>, qui est le passage incontournable vers la démonstration de faisabilité technique.

L'option de référence choisie aujourd'hui pour un tel démonstrateur est celle d'un système comprenant un accélérateur linéaire supraconducteur, une cible de spallation en Pb-Bi sans fenêtre (l'option avec fenêtre étant en 2<sup>ème</sup> rang) et un réacteur sous-critique refroidi au Pb-Bi, l'option Pb seul étant également considéré pour les avantages

qu'elle présente (absence de polonium, prix élevé du bismuth).

Le projet MYRRHA de 50 MW<sub>th</sub> pourrait être le point de départ d'une telle configuration. En outre, le projet Myrrha est conçu comme un outil d'irradiation en neutrons rapides qui pourrait servir aux études matériaux de structure et de combustibles associés aux ADS. Le SCK-CEN de Mol, qui porte ce projet, affiche une forte ambition pour sa réalisation : début de construction en 2011 pour une mise en route vers 2014-2015 (l'Office parlementaire, dans son dernier rapport, propose la mise en route d'un démonstrateur industriel RNR et ADS vers 2020-2025, pour un déploiement vers 2040-2045).

Si sa construction trouve un assentiment au niveau européen à l'issue du programme EUROTRANS et compte tenu des problèmes techniques qu'il y aura à résoudre, le projet dérivé de MYRRHA ne pourra se réaliser, dans le cadre de tels délais, qu'avec le concours de collaborations et de financements extérieurs, au minimum des institutions de recherche européenne.

La Commission a pris acte, à cet égard, de la décision du CNRS de prendre en charge la construction de l'accélérateur, concrétisée par un accord signé en février 2005 entre les deux organismes. Ceci constitue un premier pas vers un élargissement qui lui paraît indispensable à d'autres partenaires en France, le CEA en premier lieu, et en Europe sans parler des Etats-Unis et du Japon qui ont également une option ADS dans leur stratégie de transmutation des déchets nucléaires.

### **3.6.3. Conclusion sur la transmutation**

Les travaux concernant la transmutation, menés au plan international depuis le début de l'ère nucléaire et, plus près de nous, dans le cadre de l'axe 1 de la loi, montrent la faisabilité scientifique de principe de cette voie. En fait, le phénomène de la transmutation, entendue comme à la fois la fission de noyaux lourds et la capture de neutrons par des noyaux, est à la base du fonctionnement de tout réacteur. Par exemple, près de 40 % de l'énergie produite dans un réacteur à eau chargé en uranium enrichi provient de la transmutation du plutonium qui s'est formé par capture de neutrons par l'uranium.

L'objectif de la transmutation pour la gestion des déchets est plus ambitieux. Il s'agit de transmuter une



grande variété de radionucléides à vie longue qui ne sont pas majoritaires dans le combustible usé, pour les transformer en radionucléides à vie courte et donc réduire l'inventaire de radiotoxicité, assurant ainsi sa réduction à long terme. Ceci concerne l'ensemble des transuraniens, en excluant le plutonium si celui-ci est, comme en France, considéré comme un combustible. Ceci concerne également certains produits de fission à vie longue, dont l'iode-129, contributeur majoritaire à l'impact radiologique du stockage.

Pour atteindre un tel objectif, cela nécessite d'abord de compléter les connaissances de base, de maîtriser l'ensemble des modèles physiques afin d'une part de concevoir de nouveaux systèmes de transmutation et d'autre part d'en prévoir les performances. On peut considérer à présent que ces connaissances sont suffisantes pour la conception de démonstrateurs de tels systèmes, en ce qui concerne la physique du cœur de ces systèmes et de la source externe de neutrons, pour ceux pilotés par accélérateur. Ces démonstrateurs sont un passage obligé vers les systèmes industriels.

En revanche, la démonstration de la faisabilité technique nécessite la mise au point de matériaux souvent nouveaux pour les combustibles, les cibles et certains éléments des systèmes de transmutation innovants.

Concernant les combustibles et les cibles, l'effort est de très longue haleine puisqu'il nécessite des expérimentations longues et successives, telles que celles en cours dans Phénix, dont la durée est typiquement d'une dizaine d'années. Il n'apparaît pas clairement à la Commission comment ces études, indispensables pour aboutir à une modélisation fine et prédictive des performances de la transmutation, seront menées après l'arrêt de Phénix en 2008. Toutefois, il ne semble pas nécessaire de reprendre des expérimentations sur la transmutation de produits de fission à vie longue, dont la faisabilité se heurte à de très nombreux obstacles pratiques.

Concernant les systèmes eux-mêmes, il faut distinguer principalement ceux dont la technique est éprouvée (REP et RNR-sodium) de ceux qui n'en sont qu'à l'étape conceptuelle, comme les ADS et les réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération, tels que le RNR-gaz ou le réacteur à sels fondus. De plus, pour ces derniers systèmes, les cycles du combustible associés comportent des éléments très innovants : succession d'opérations de séparation chimique et de fabrication.

Depuis près de dix ans, les études et travaux expérimentaux associés ont porté principalement sur les éléments constituant un ADS et devraient aboutir, à l'issue du programme Eurotrans du 6<sup>ème</sup> PCRD, en 2008, à un cahier des charges pour la conception et la réalisation d'un démonstrateur XADS de 100 MW<sub>th</sub> avec un combustible MOX « classique ». Cette réalisation européenne pourrait s'appuyer sur le projet Myrrha dès lors qu'un soutien suffisant, allant au-delà de celui, actuel, du seul CNRS, lui sera apporté.

En revanche, l'étude du concept de RNR à caloporteur gaz, proposé par le CEA pour le recyclage des actinides mineurs, en est à son début et on peut anticiper, comme pour les ADS, de nombreux verrous technologiques à surmonter. Il en sera de même, également, pour les cycles associés.

Les études de transmutation comportent aussi des études de performances de gestion des déchets, reposant sur la considération de scénarios de déploiement futur de ces nouveaux systèmes, à partir du parc électronucléaire actuel et pouvant prendre en compte l'ensemble des combustibles non traités qui s'accumulent au fil du temps.

Le CEA a étudié de façon approfondie trois scénarios contrastés, jusqu'en 2100, en faisant des hypothèses sur les dates de disponibilité industrielle de la séparation chimique des actinides mineurs et des systèmes concourant à la transmutation, et sur la non-évolution de la puissance du parc électronucléaire.

Le premier scénario - multi-recyclage du plutonium et de l'américium dans une partie des REP - indique de nombreuses difficultés techniques, essentiellement en ce qui concerne le combustible et le devenir du curium qui s'accumulerait. Un tel scénario paraît devoir être écarté, car sa mise en œuvre, à supposer qu'il fût possible, pourrait n'intervenir qu'à un moment où les réacteurs à neutrons rapides pourraient entrer en scène.

En effet, dans un deuxième scénario - recyclage homogène en RNR - la transmutation serait plus efficace dès lors que le curium pourrait lui-même aussi être recyclé, ce qui est conditionné par des avancées techniques majeures. Ce scénario, qui permettrait de stabiliser l'inventaire d'actinides et d'en réduire les quantités mises aux déchets, pourrait se

réaliser si la compétitivité économique de cette nouvelle filière est atteinte.

Le troisième scénario, comportant des ADS en complément à un parc de réacteurs purement électrogènes à combustible standard, permet également de réduire l'inventaire de radiotoxicité.

Les études de scénarios ont le grand mérite de mettre en lumière les potentialités de différentes filières de transmutation, dans le cadre d'une transition vers un futur énergétique de recours durable à l'énergie nucléaire. Ces études devraient mieux tenir compte, à l'avenir, des conditions préalables au déploiement de ces systèmes : d'une part, le calendrier de disponibilité des outils industriels, d'autre part, le contexte stratégique et énergétique global dans lequel ces scénarios s'insèrent.

### **3.7. CONSTAT DE LA COMMISSION CONCERNANT LES RECHERCHES MENÉES SUR L'AXE 1**

Dans l'exposé qui suit, la Commission se fonde tant sur les informations présentées par les acteurs de la loi, notamment les industriels, que sur l'évaluation qu'elle fait des obstacles scientifiques et techniques à surmonter.

Les recherches sur la séparation poussée des éléments des combustibles usés dont certains isotopes pourraient être transmutés (Tc, Np, Am et Cm), sur la préparation d'échantillons de combustibles ou de cibles de transmutation renfermant ces éléments et sur les cœurs de réacteurs de fission où elles pourraient être introduites ont conduit à une clarification des possibilités techniques envisageables dans ces trois domaines. Ces études, que l'on peut qualifier « d'études systèmes », ont été complétées par des « études de scénarios » prédisant comment leur mise en œuvre répondrait aux objectifs visés par l'axe 1. Les résultats de ces études ont été confrontés par les industriels aux capacités des installations industrielles (usines du cycle et réacteurs) disponibles pour les prochaines décennies et aux capacités nouvelles que pourrait apporter le renouvellement, total ou partiel, de ces installations vers le milieu du siècle. Cette confrontation éclaire les pistes de recherches à poursuivre pour trouver une convergence entre la réalité industrielle, la mise en œuvre d'une stratégie différente de la stratégie actuelle de retraitement et les perspectives pour de nouvelles filières de réacteurs électronucléaires.

La Commission a été régulièrement informée du déroulement des recherches et les a évaluées chaque année, en les mettant en perspective sur la période de temps allouée par la loi. A l'approche du terme de la loi, le CEA a présenté son propre bilan des recherches dont il était le pilote. Il a remis son rapport final à la Commission fin 2004. La Commission a également été informée par les industriels de leurs perspectives tant pour le traitement des combustibles que pour la poursuite ou non de leur gestion actuelle. Par ailleurs, elle a suivi l'évolution des idées et des études sur le nucléaire civil du futur, et elle en a rendu compte.

#### **Possibilités offertes par les recherches**

Il serait possible, si la volonté en était affirmée, de séparer, dans les dix ans qui viennent et au niveau d'un pilote, I, Cs Tc, Np, Am et Cm des solutions dites de produits de fission résultant du retraitement actuel des combustibles usés. La faisabilité scientifique est acquise, la faisabilité technique est en cours de démonstration. Le pas qui sépare les expériences sur quelques kilogrammes de combustible usé conduites dans Atalante d'une installation pilote sur une centaine de kilogramme est certes important, mais rien au plan technique ne s'y oppose. La préparation de combustibles ou des cibles de transmutation à base d'oxydes est sur une bonne voie. Certes, les expériences de qualification des aiguilles expérimentales sont longues (10 à 15 ans), mais elles sont engagées dans Phénix. Le passage obligé d'expérimentations au niveau de l'assemblage avant de construire un système de transmutation nécessitera une collaboration internationale. Seuls les réacteurs à neutrons rapides offrent une possibilité réaliste d'une transmutation massive des actinides par recyclage. À cet égard, il est acquis que la transmutation dans les réacteurs à neutrons thermiques ne peut être envisagée de façon réaliste. Les recherches sur les ADS ont progressé dans le cadre de la loi. Celles sur les RNR-Na n'ont pas été conduites dans ce contexte, mais on a construit de tels réacteurs et il en existe. Les recherches sur les RNR-gaz à haute température ont démarré très récemment, liées à l'Accord intergouvernemental *Generation IV*. Ainsi aujourd'hui, au plan technique, il y a deux systèmes innovants envisageables pour transmuter les actinides, les ADS ou le RNR-gaz. Il est clair que les recherches pour arriver à des démonstrateurs puis à des prototypes seront longues, en raison des nombreux verrous techniques à lever. Les recherches sur des

systèmes produisant nettement moins de déchets à vie longue, tels que les réacteurs à thorium (sels fondus) qui ont été conduites dans le cadre de la loi n'ont qu'un caractère exploratoire « en amont » de perspectives de réalisation.

### **Perspectives d'application des recherches**

Il y a des prévisions sur la possibilité de disposer de démonstrateurs de transmutation. En 2008, les résultats du projet Eurotrans permettront de prendre des décisions sur la construction d'un démonstrateur ADS européen. Le RNR-gaz est une affaire internationale qui a démarré mais qui est encore mal cernée. Il s'agit, dans chaque cas, d'avoir réglé les difficultés techniques des systèmes eux-mêmes ainsi que des combustibles ou cibles qu'ils utiliseront. Il n'est pas encore acquis s'il s'agira d'oxydes ou d'autres composés. La date la plus optimiste avancée par le CEA pour un prototype de transmutation est 2040. D'autres sont plus pessimistes. On voit que l'application des recherches de la loi dans les domaines des systèmes de transmutation est lointaine et que, de ce fait, on ne peut espérer réduire les quantités d'actinides mineurs accumulées dans le combustible usé avant longtemps.

Qu'en est-il de l'application de la séparation poussée ? Elle débouche sur la possibilité de construction d'un pilote. Un tel pilote n'est pas défini, ni dans le temps, ni dans son objet, qui serait dédié soit uniquement à la séparation poussée, soit à une finalité multiple pour préparer le traitement de nouveaux combustibles dans l'éventuelle future usine de retraitement. Certains considèrent même qu'il serait peut-être possible de faire l'économie d'un pilote. Un tel pilote permettrait de préparer suffisamment d'actinides séparés pour poursuivre les études d'irradiation d'assemblages dans des réacteurs à neutrons rapides à l'étranger (Japon ou Russie). Seule une nouvelle usine succédant aux installations actuelles pourra être conçue pour mettre en œuvre industriellement la séparation poussée. Il est prévu que les usines actuelles fonctionnent jusqu'en 2040. Dans ces conditions, tout scénario d'anticipation de séparation avec mise en attente des éléments séparés est désormais caduc.

Enfin la stratégie affichée par EDF est clairement de poursuivre le mono-recyclage du plutonium et de conserver en réserve stratégique les assemblages de combustible usé MOX pour le démarrage des premiers RNR. Les installations de la Hague pourraient

permettre de commencer le retraitement du MOX en dilution avant d'être arrêtées.

On voit que l'application des recherches de la loi dans le domaine de la séparation est reportée au moins à 2040 et que, de ce fait, les colis de verres produits à la Hague renfermeront pendant longtemps encore les actinides mineurs. Par ailleurs, comme il paraît exclu de reprendre les verres à quelque époque que ce soit, c'est la totalité des colis de produits de fission et d'actinides mineurs produits et à produire par le parc actuel qu'il faut considérer dans un projet de stockage. Le colis de verre devient donc le pivot central de la gestion des déchets HAVL au moins jusqu'en 2040. L'augmentation continue des taux de combustion et l'éventuelle décision de retraiter les MOX auront pour conséquence d'engendrer des verres contenant une charge d'actinides mineurs particulièrement élevée.

Evidemment ces considérations se placent dans la perspective de renouvellement du parc de réacteurs. S'il en était autrement, tout le combustible ne serait pas retraité et une partie irait au stockage. La stratégie séparation-transmutation n'aurait plus de sens.

Les années autour de 2040 seraient donc les années où pourraient apparaître les outils industriels pour une nouvelle stratégie de gestion des déchets nucléaires : usine de séparation poussée, usine de fabrication de combustibles et cibles de transmutation et des systèmes intégrant la transmutation. D'ici à l'échéance de 2040, les recherches amorcées dans le cadre de la loi devraient donc logiquement se poursuivre dans la perspective d'un progrès continu.

### **Incidence de l'application des recherches sur le stockage géologique**

Il n'y a pas de date prévisible pour l'ouverture d'un éventuel stockage. La date de 2020 est cependant avancée comme repère pour un scénario optimiste. L'exploitation d'un stockage est une affaire de plusieurs décennies (8 à 10), selon la nature et les quantités de colis à stocker. Pour des raisons de thermique, les colis de verre industriels les plus anciens ne peuvent être mis en dépôt qu'à partir de 2050 et s'il fallait y mettre des assemblages MOX ce ne pourrait être que vers la fin du siècle, le cas des assemblages UOX étant intermédiaire. Dans le cas d'un renouvellement du parc, il n'y aurait pas de combustible usé à stocker mais seulement les colis de déchets actuels et ceux qui proviendraient du

traitement des MOX. L'incidence de la séparation sur le stockage ne se fera sentir que lorsqu'on mettra en dépôt souterrain les colis fabriqués après 2050. Quels que soient les progrès de la transmutation, il subsistera des colis de déchets ultimes contenant des radionucléides à vie longue. Avec le retraitement des UOX à haut taux de combustion et des MOX, l'inventaire en actinides mineurs des colis de verre serait plus élevé que suivant les modalités actuelles de gestion, sauf si la transmutation était en service. Aucune étude comparative d'incidence (impact thermique, radiologique) n'a été présentée.

## Annexe au chapitre 3

# Teneurs en actinides dans les cibles et les combustibles pour la transmutation

Les performances de transmutation dépendent des sections efficaces de capture et de fission (elles-mêmes dépendantes des énergies de neutrons) et du flux neutronique. Il faut en général privilégier la fission (neutrons rapides) à la capture (neutrons thermiques). Pour un RNR (type Superphénix), les rapports des sections efficaces de fission sur les sections efficaces de capture sont 10 fois meilleurs, pour les actinides, qu'ils ne le sont pour un REP. Mais les valeurs absolues des sections efficaces sont plus importantes avec les neutrons lents. Il faut donc faire des calculs complets pour définir les meilleures conditions de transmutation. La transmutation de Np237 et Am241 donne surtout Pu238. Celle de Am243 donne surtout Cm244. En REP et RNR classiques, il faut un recyclage multiple pour obtenir de bons rendements de transmutation. En RNR, avec des cibles localement modérées, on peut envisager un seul passage pour arriver à 90 % de transmutation. Le multirecyclage en REP donne Cm248 et Cf252. En spectre thermique il faut de la matière fissile pour compenser la perte de neutrons par transmutation.

Dans le cas des REP (combustible UOX ou MOX) et pour des raisons de sûreté (réserve de réactivité en cas de vidange d'eau) on ne peut introduire que de 0,7 à 2 % d'AM (Np ou Am, Cm exclu) pour des rapports de modération de 2 ou 3 (ce rapport dépend des canaux libres dans les assemblages) et il faut sur-enrichir l'uranium en U235, même si dans le MOX il y a 7 à 8 % de Pu (selon la composition isotopique). Par exemple on pourrait avoir la composition initiale suivante : 1,13 % Am, 8 % Pu et 3,5 % en U 235 pour un taux de combustion visé de 60 GWj/t ; il faudrait ensuite envisager 4 cycles et mobiliser 50 % du parc de réacteurs. Alors on stabiliserait le stock de Pu, on augmenterait celui de Am et on accumulerait Cm. Par ailleurs, il n'est pas possible de fabriquer le combustible dans Melox (limites en U235 et en Cm dépassées) ; une usine de technologie nouvelle serait à réaliser. La conclusion est que la performance de transmutation en REP est très limitée, elle augmenterait les besoins en uranium et de séparation isotopique.

Dans le cas des RNR sodium et pour des raisons de sûreté (réserve de réactivité en cas de vidange de sodium), on peut introduire, selon la taille du cœur (Phénix ou EFR), de 2,5 à 5 % d'AM. En RNR gaz, toujours pour des raisons de sûreté liées à la production d'hélium dans les aiguilles, on peut introduire selon le type de combustible de 2,5 à 5 % d'AM. La conclusion est que la transmutation est possible en RNR sodium, en mode hétérogène avec des assemblages donnant des neutrons localement modérés (mode dit « une seule passe » où il reste 10 % d'actinides initiaux non transmutés). Elle est également possible en mode homogène, par exemple dans un EFR de 1,5 GW<sub>el</sub>, avec un taux de combustion de 140 GWj.t<sup>-1</sup> et du combustible UOX avec une teneur en Am, Np et Cm de 2,5 % ou bien dans un RNR gaz de 1,6 GW<sub>el</sub>, avec un taux de combustion de 100 GWj.t<sup>-1</sup> et du combustible carbure avec une teneur en Np, Am et Cm de 5 %. Le recyclage du Pu et des AM en RNR (sodium ou gaz) permet de gérer et résorber les stocks de transuraniens d'autant plus vite que l'on commence tôt les opérations de séparation et de transmutation.

Avec les ADS, la sûreté est limitée par l'évacuation de la puissance résiduelle par convection naturelle après arrêt du réacteur sous-critique. Les combustibles sont sans uranium (sur support inerte) ; leur teneur en AM est élevée (50 %) et la limite théorique de transmutation est de 45 kg/TWh<sub>th</sub>. Mais il y a des contraintes, surtout sur le combustible (qualité vis-à-vis du gonflement et du taux de relâchement de gaz, conductibilité thermique, température de fusion, tenue de la gaine) et les performances neutroniques (fraction volumique du combustible, absorption parasite). Par exemple, dans un ADS à gaz avec un combustible à 50 % en AM en dilution avec MgO, on atteindrait 35 kg/TWh<sub>th</sub> pour une puissance de 400 MW<sub>th</sub> et 45 kg/TWh<sub>th</sub> pour 600 MW<sub>th</sub>.

Le césium et l'iode ne sont pas transmutables. Le technétium soluble est transmutable (50 à 70 % du technétium total). Les expériences de récupération du technétium insoluble sont arrêtées, aucun procédé de solubilisation n'a été inventé, qui soit compatible avec le procédé Purex.



## Chapitre 4

# Axe 2 - Stockage en formation géologique profonde

### 4.1. RÉSUMÉ

Les évaluations de la Commission sur les recherches conduites dans l'axe 2 présentées dans ce chapitre n'ont pas encore un caractère définitif dans la mesure où des investigations importantes dans le laboratoire de Bure sont en cours et des résultats également essentiels sont attendus suite à des expériences *in situ* qui ont débutées en janvier 2005. Par ailleurs, la Commission ne dispose pas encore des rapports finaux de l'Andra. Ce n'est que dans son rapport global, prévu pour début 2006, que la Commission analysera et évaluera la totalité des éléments qui lui auront été fournis par l'Andra.

Les investigations et mesures déjà conduites sur le site de Bure lors de campagnes de géophysique, de forages directs et déviés, ou lors du creusement des puits, de la niche et des galeries de fond et les mesures déjà faites sur les carottes de roches ou *in situ* mettent en évidence d'une part l'absence de signes faisant craindre des défauts rédhibitoires et d'autre part de nombreux caractères favorables de la couche d'argilite du Callovo-Oxfordien pour accueillir des installations de stockage géologique : continuité horizontale de la couche hôte, homogénéité, absence de fractures conductrices, faible perméabilité, forte capacité de rétention des argiles, milieu réducteur, tenue mécanique suffisante, faibles écarts de potentiels entre aquifères encadrant la couche, vitesse de l'eau très lente au sein de ces aquifères.

L'Andra a réalisé au cours des dernières années un travail remarquable à beaucoup d'égards, en mobilisant largement des compétences nationales et internationales et en préparant efficacement, notamment dans le laboratoire du Mont Terri en Suisse, les essais à conduire à Bure. Les moyens d'ores et déjà mis en œuvre à Bure sont exceptionnels par leur volume et leur qualité. La Commission estime, compte tenu des présentations orales et des documents intermédiaires dont elle a eu connaissance, que l'Andra a identifié les problèmes scientifiques et techniques principaux.

L'architecture proposée par l'Andra pour les installations d'un éventuel stockage est considérablement simplifiée en comparaison avec celle présentée dans le dossier 2001 Argile. Elle tient mieux compte des caractéristiques de la couche (épaisseur et résistance) ; elle n'envisage que deux grands types d'alvéoles ; elle propose un dessin modulaire, en arborescence, qui permet une implantation rationnelle des bouchons. La question de la réversibilité y est correctement traitée. Pour autant, cette architecture doit rester modifiable avec les progrès dans la connaissance du milieu et dans l'analyse de la sûreté.

Les bouchons qui ferment les alvéoles, les galeries et les puits constituent des éléments essentiels de la sûreté d'un stockage. L'Andra a correctement apprécié leur importance. Les objectifs visés en terme d'étanchéité sont difficiles à atteindre et leur faisabilité devra être prouvée. Le cas des puits appelle une réflexion prioritaire, ces ouvrages étant les premiers à être soumis à autorisation.

L'étude de l'EDZ (zone endommagée par le creusement en périphérie des galeries) bénéficie de l'expérience que l'Andra a su rassembler sur ce sujet à Mont Terri, en Suisse, en prévision des essais programmés à Bure en 2005. Cette question importante ne pourra être totalement réglée en 2005 et son étude devrait être poursuivie après 2006 en veillant à mettre la synthèse des études et la position des problématiques scientifiques au meilleur niveau international.

La génération de l'hydrogène par corrosion de l'acier pourrait remettre assez profondément en cause l'image admise jusqu'ici du fonctionnement d'un stockage après sa fermeture. La réflexion de l'Andra dans ce domaine a été très active au cours des toutes dernières années. Cet effort doit être poursuivi car il est encore un peu tôt pour que des conclusions solidement argumentées se dégagent.

L'Andra aura aussi produit, d'ici la fin 2005, un rapport faisant une évaluation critique des possibi-

lités de stockage de déchets dans une autre roche, en l'occurrence le granite, et aura peut-être montré les avantages et inconvénients de ce type de milieu, dans le cadre de la géologie de la France.

L'impression favorable donnée par les premières investigations conduites sur le site de Bure doit encore être confirmée, d'une part en menant à son terme un programme de recherches dans le laboratoire souterrain et d'autre part en réalisant de nouveaux travaux de surface et de nouveaux puits qui permettront la reconnaissance par galeries d'une emprise suffisante pour un éventuel stockage. La Commission rappelle que pendant cette phase le projet de stockage pourrait, au vu des résultats des investigations, être profondément modifié ou même abandonné.

La Commission estime toutefois que la probabilité que le processus de reconnaissance aille jusqu'à son terme est non négligeable au vu des connaissances déjà acquises. La Commission s'est posée la question du niveau d'information scientifique qui devrait être rassemblé pour qu'une décision éventuelle de création d'un stockage puisse être prise en connaissance de cause. L'information souhaitable devrait comprendre :

- le bilan d'un programme de recherches dans le laboratoire souterrain ;
- le bilan d'une reconnaissance, notamment par sismique 3D, forages, puits et galeries souterraines, de l'emprise d'un éventuel stockage.

#### **4.2. AVANT PROPOS : CRITÈRES DE QUALIFICATION D'UN SITE POTENTIEL DE STOCKAGE**

Il semble utile à la Commission de préciser en préalable les critères scientifiques qui permettent d'apprécier les qualités d'une roche et d'un site pour le stockage potentiel des déchets nucléaires à vie longue. Cette question a déjà été débattue dans de nombreux textes, qu'il s'agisse par exemple du Rapport Castaing de 1984 pour le Conseil Supérieur de la Sûreté Nucléaire, ou du Rapport Goguel de 1987 pour l'Autorité de sûreté nucléaire ou encore de la RFS III.2.f de l'Autorité de Sûreté, ou à l'étranger de nombreux rapports de l'OCDE-AEN, de l'IAEA, ou des rapports nationaux.

Une roche donnée peut avoir, à titre générique, des propriétés *a priori* favorables pour l'isolement de

déchets, mais une potentialité réelle ne peut être appréciée que sur un site précis donné, où seront qualifiées tant les propriétés de la roche hôte (qui contiendra les éventuels déchets) que celles des roches encaissantes, situées au-dessus ou en-dessous de la couche hôte, et où pourraient transiter les radionucléides ayant fini par traverser la barrière constituée par la roche hôte ; enfin, l'environnement complet du site doit être apprécié, avec par exemple la position des exutoires naturels des nappes souterraines qui sont présentes dans la région, le potentiel de ressources économiquement intéressantes dans le sous-sol, l'évolution potentielle du site dans le futur (sismicité, érosion, changements climatiques, etc.).

On se limitera ici aux deux types de roches analysées actuellement par l'Andra, les argiles et le granite. Les roches argileuses possèdent *a priori* cinq propriétés intéressantes pour le confinement des déchets, qu'il faut évidemment examiner dans chaque site concret :

- (i) Leur très faible perméabilité ; ceci signifie que des écoulements d'eau souterraine dans le milieu seront très lents, voire négligeables ; l'écoulement des eaux souterraines est évidemment un élément qui réduit le confinement, puisque une eau mobile serait susceptible d'emporter dans son déplacement les radionucléides qu'elle aurait pu dissoudre ; il faut noter cependant que « très faible perméabilité », pour une roche argileuse, ne veut pas dire « absence d'eau », il y a de l'eau dans une roche argileuse, mais elle est très fortement liée aux minéraux argileux et ne se déplace de ce fait que très lentement voire pas du tout ; le seul mécanisme de migration des radionucléides dans la roche argileuse est alors la diffusion moléculaire, qui résulte de l'agitation thermique.
- (ii) Une faible variabilité spatiale des propriétés de la formation à l'échelle kilométrique ; ceci résulte du type de dépôt qui engendre une formation argileuse : ce sont en général des dépôts marins continus, qui se sont donc formés en mer à distance des côtes ; il faut cependant vérifier que ces formations argileuses ne sont pas parcourues de temps en temps par des coulées sableuses ou silteuses, dites selon le cas tempestites ou turbidites, qui se détachent de la bordure continentale et peuvent parcourir alors en suspension de grandes distances en mer et se répandre en chenaux ou en bancs étalés au sein des séries argileuses.



- (iii) Une certaine ductilité (plasticité) de la roche : ceci signifie que la roche peut se déformer lentement sous l'effet des contraintes sans casser ni créer des fractures ; une telle plasticité permet à la roche d'encaisser les déformations tectoniques ou de résister à un séisme sans se fracturer ; elle permet de plus à la roche de se refermer sur elle-même, quand on y ouvre une excavation : les roches salifères, par exemple, ont la faculté de complètement reboucher une galerie de mine profonde en quelques décennies ; cette capacité dite « de fluage » s'observe aussi sur certaines roches argileuses, pas sur toutes, mais avec des vitesses plus lentes ; elle peut aussi permettre de refermer lentement et de façon plus ou moins parfaite des fractures qui se seraient ouvertes autour des travaux à l'occasion du creusement ; une trop grande plasticité de la roche pourrait en revanche rendre le creusement des galeries problématique ; inversement, une trop faible plasticité pourrait rendre la roche fracturable, comme l'est par exemple un granite.
- (iv) Un pouvoir de rétention de certains déchets nucléaires : on constate en effet que les minéraux argileux ont la faculté de fixer de façon très intense certains métaux ; ainsi, des radionucléides métalliques qui seraient relâchés par les colis pourraient se voir très fortement ralentis dans leur migration par cette rétention.
- (v) Une absence de ressources intrinsèque en substances utiles au sein de la roche (a contrario, le sel est une roche qui en elle-même constitue une ressource minérale).
- (ii) Faible perméabilité du granite sain non fracturé ; cependant, du fait de sa bonne résistance mécanique, le granite est susceptible de se fracturer sous l'effet des séismes ou des contraintes tectoniques, et son absence de plasticité fait que ces fractures ne se referment pas mécaniquement, la circulation d'eau y est donc possible, si elles existent, et peut être rapide ; mais parfois, des fractures anciennes peuvent se colmater par précipitations de minéraux nouveaux dans les plans de fracture.
- (iii) Pour certains granites, il peut y avoir une rétention favorable de certains radionucléides par des minéraux issus de l'altération du granite dans les fractures, mais cette rétention est en tout état de cause inférieure à celle qui se produit dans les roches argileuses.

Au plan international, la Suède et la Finlande, dont le sous-sol est fait en très grande majorité de granite, poursuivent l'essentiel des recherches sur ce type de roche ; autrefois le Canada y travaillait, mais pour l'instant ces recherches sont interrompues ; la Suisse y a travaillé, mais pour finir à choisi l'argile ; les Japonais ont également étudié le granite, mais ont aussi depuis peu lancé des programmes de recherches sur les argiles. Les concepts actuels de stockage dans le granite sont adaptés à ce type de milieu, et sont fondés, dans le cas de la Suède et de la Finlande, sur l'utilisation de conteneurs en cuivre épais qui isolent les déchets du milieu extérieur pendant des durées de l'ordre du million d'années, selon les experts : la roche a pour principale fonction de fournir au cuivre des conditions favorables à sa pérennité. Les USA avaient étudié un moment le basalte, dans l'Etat de Washington, mais l'ont abandonné au profit d'une roche assez rare, des tuffés volcaniques argileux en climat désertique. La France avait initialement sélectionné un site granitique dans la Vienne, dans le cadre de la Loi de 1991, mais ce site, parcouru par un réseau de fractures hectométrique, n'avait pas été jugé par la Commission ni par l'Etat comme suffisamment favorable pour y construire un laboratoire de recherche.

De nombreux pays sont aujourd'hui intéressés par les roches argileuses pour un éventuel stockage de déchets nucléaires : la Belgique, la Suisse, l'Allemagne, le Japon, l'Italie, la Hongrie, etc.

Les roches granitiques, ou plus généralement cristallines, comme les gneiss, les schistes, les laves telles que les basaltes, possèdent d'autres propriétés intéressantes, mais aussi des défauts :

- (i) Excellente résistance mécanique, le creusement de galeries et d'alvéoles de stockage y est aisé ; la conductivité thermique du granite étant aussi élevée, il est possible de rendre plus dense le stockage des déchets thermiques que dans l'argile, c'est-à-dire d'occuper moins de place dans l'espace.
- Une fois une roche a priori favorable identifiée, un ensemble de questions doit être abordé :
  - (i) Le caractère favorable de cette roche s'étend-il sur une zone suffisamment vaste pour pouvoir y construire un éventuel stockage ? Il faut en particulier que l'assurance soit donnée que les propriétés de la roche sont suffisamment conti-

nues sur la zone étudiée, et que nulle discontinuité du type faille perméable, lit de sable, etc., ne vient interrompre cette continuité.

- (ii) Quelles sont les évolutions naturelles potentielles du site sur de longues durées ? Ceci consiste à examiner le risque d'érosion et d'enfoncement des vallées, le risque climatique et les conséquences par exemple de l'établissement d'un climat glaciaire ; les risques de sismicité et de fracturation éventuelle des roches ; le risque de prospection ultérieure de la région pour des substances ou ressources utiles qui pourraient se trouver en profondeur, et inciter les générations futures à réaliser des travaux de reconnaissance ou d'exploitation.
- (iii) Quelles sont les évolutions que vont engendrer la présence du stockage dans le milieu ? Il s'agit des effets mécaniques (création et évolution de la zone endommagée par les travaux d'excavation, l'EDZ, évolution de l'état de contrainte), des effets thermiques (émission de chaleur par les déchets, température, modification des cinétiques), des effets chimiques (introduction de matériaux nouveaux, corrosion, production de gaz, panaches alcalins dus aux bétons, migration dans le milieu, etc.), des effets hydrauliques (désaturation puis resaturation de la roche), l'ensemble de ces mécanismes étant couplés et pouvant jouer sur le pouvoir de confinement du milieu. Cette évolution est très fortement fonction de la conception du stockage, des dispositifs d'ingénierie qui y ont été mis en place pour tenter de réduire ou compenser ces effets, etc., dispositifs qui sont le résultat d'un choix adapté au site étudié.
- (iv) Quelles sont les voies de transfert et les exutoires potentiels de la radioactivité migrant à l'extérieur de la formation hôte ? En effet, une roche imperméable ne peut être considérée comme un « coffre fort » absolu ; une fois les conteneurs corrodés et les déchets partiellement dissous par l'eau, les radionucléides stockés vont lentement migrer dans la formation, d'abord par diffusion, ou par transport avec l'eau, si la vitesse de migration de celle-ci n'est pas négligeable. Ils vont aussi être ralentis, pour certains d'entre eux, par les minéraux argileux, sans être totalement arrêtés. Il est cependant important de rappeler que, avant et pendant que prennent place la corrosion des conteneurs, la libération des radionucléides des

colis, le franchissement des barrières ouvragées de rétention mises en place et le début du transfert potentiel par diffusion dans la couche hôte, la radiotoxicité des éléments stockés aura fortement diminué du fait de la décroissance radioactive avec le temps. Mais il est indéniable qu'une partie de la radioactivité stockée pourra parvenir à très long terme aux extrémités de la couche hôte, en haut ou en bas. Quel est alors le devenir de ces radionucléides ? Pour qualifier un site, il y a là deux choix possibles, l'option de la dilution et celle du ralentissement. Dans l'option dilution, il est souhaitable que la radioactivité relâchée par la couche hôte atteigne un milieu différent, où se trouve beaucoup d'eau, qui circule vite : ce serait le cas par exemple d'un stockage dont les exutoires seraient le fond de la mer, ou une rivière à fort débit ; les radionucléides relâchés se trouveraient dilués dans cette masse d'eau, et les concentrations dans l'eau en résultant pourraient être si faibles que les effets éventuels sur la flore, la faune et l'homme (par le biais par exemple des chaînes alimentaires) soient négligeables, c'est-à-dire inférieurs aux seuils de référence fixés par les autorités de sûreté. Au contraire, l'option du ralentissement consiste à établir que les radionucléides vont atteindre, en quittant la roche hôte, un milieu aquifère où ils vont se diluer, mais aussi migrer vers des exutoires (sources, rivières,...) avec des vitesses supérieures à celle dans la roche hôte, mais cependant encore très lentes, et que pendant le parcours jusqu'aux exutoires, la décroissance radioactive va encore réduire l'activité, et qu'ainsi les flux arrivants aux exutoires pourront être dilués dans l'environnement.

Il est clair que juger de l'acceptabilité ou non d'un site potentiel choisi à une profondeur donnée ne peut résulter du simple examen des propriétés des roches et des strates du site, elle ne peut être établie que par un calcul du fonctionnement prévisible du site qui constitue une partie importante de ce qu'on appelle une « analyse de sûreté », où les vitesses de migration, les dilutions, et, *in fine*, les concentrations dans le milieu et les doses potentielles aux populations proches du site seront estimées. Reconnaître un site a donc pour objet de déterminer les propriétés de l'ensemble des milieux concernés, pour les représenter sur un modèle. De ce besoin découle l'importance qui est attachée à la modélisation dans l'étude du stockage géologique. Bien sou-

vent, des valeurs constituant des bornes supérieures seront choisies, pour des paramètres qui seraient mal connus. Enfin, il faut être capable de décrire par le menu, dans ces modèles de sûreté, l'architecture choisie pour le stockage, son évolution dans le temps (température, état de saturation, état des conteneurs, etc...), et l'évolution géodynamique générale du site, ainsi que les effets du stockage, sur des durées allant jusqu'au million d'années.

Il faut de plus se demander quels événements « accidentels » pourraient se produire sur le site. Par « accidentels », il faut entendre « à faible probabilité ». Cela peut être un accident naturel (séisme important, chute d'une météorite,...) ou plus généralement un accident d'origine humaine, comme un forage de reconnaissance nouveau, quand l'existence du site aurait pu être oubliée, ou le forage d'un puits d'alimentation en eau dans un aquifère proche du site, qui pourrait à long terme avoir reçu des radionucléides ayant diffusé hors du stockage ; ou encore, un défaut dans le scellement des puits et galeries permettant un retour plus rapide de la radioactivité dans l'environnement. Pour chaque type d'événement, une « analyse des risques » particulière doit être menée, qui dira si les conséquences de l'accident seraient supportables, critiques, ou extrêmes. Il faut alors se demander quelle est la vraisemblance dudit accident, est-il probable qu'il se produise ? Peut-on chiffrer cette probabilité ? Peut-on accepter ce risque ?

Quand toutes ces études sont terminées, la décision d'autoriser un stockage dans un site donné peut être prise, sur avis de l'Autorité de Sûreté Nucléaire, par les Pouvoirs Publics, qui auront à peser le « pour » et le « contre » de la décision, et déterminer l'acceptabilité du risque encouru.

Aujourd'hui, dans le processus mis en place par la Loi de 1991, on n'en est pas encore là, loin s'en faut. Sur le site de Bure, on aura réuni certains des éléments majeurs sur les propriétés du site, et une analyse de sûreté préliminaire aura été faite, mais de très nombreuses informations n'auront pas pu être rassemblées, en particulier celles qui nécessitent des expériences longues au sein du Laboratoire. On en donnera un aperçu ci-après. Les éléments de décision qui peuvent être donnés aujourd'hui sont des informations soit favorables soit défavorables sur le site choisi, en indiquant comment, sur la base des connaissances acquises, et en faisant des hypothèses sur les données qui manquent encore, se comporte-

rait un stockage. Il restera ensuite à valider sur le terrain ces informations.

Une question préalable mérite cependant réflexion. La science est-elle en mesure de prévoir ainsi le comportement d'un stockage sur des durées aussi longues, allant jusqu'au million d'années ? Ne sommes-nous pas présomptueux à prétendre en être capable ? A ces questions, on peut avancer quelques éléments de réflexion. Les connaissances actuelles sur la géologie sont très fortement ancrées dans l'étude de l'histoire géologique de la terre, depuis sa formation il y a 4,5 milliards d'années, et dans la compréhension des mécanismes principaux de son évolution. Tenter de prévoir l'évolution naturelle du milieu sur le prochain million d'années, par exemple, trouve son fondement dans l'appréhension des contraintes régnant actuellement dans le milieu et des cinétiques des mécanismes d'évolution naturelle, auxquelles on ajoute les cinétiques mesurées des évolutions liées à la présence du stockage (évolution mécanique, thermique, chimique, mouvements d'eau, diffusion, etc.). En toute rigueur, il est impossible de prétendre prévoir le comportement exact d'un stockage sur de telles durées. Mais on peut tenter d'en délimiter les comportements extrêmes, de borner, en prenant des hypothèses pessimistes sur ces cinétiques, les cas de figure les plus défavorables. Pour être acceptable, il faut qu'un projet de stockage ne conduise pas à des situations inacceptables, même dans ces situations extrêmes. De plus, l'un des critères de choix est la « robustesse » du concept, qui signifie que les propriétés intrinsèques du milieu, du dispositif de stockage adopté, de l'environnement, le rendent peu sensible aux accidents, aux erreurs de construction, etc. Ceci est obtenu par une certaine redondance des dispositifs de confinement (nature du déchet, conteneur, barrières ouvragées, formation hôte, milieu environnant, ...). Mais en dernier ressort, il est impossible d'affirmer que tout se passera en permanence comme prévu. C'est dans cet esprit que le législateur de la Loi de 1991 a prévu la réversibilité du stockage, pour extraire les colis de déchets stockés, si les générations futures en éprouvaient le besoin. Nous en parlerons au paragraphe 4.5, ainsi que de la possibilité de procéder par étape dans la construction et la mise en œuvre d'un stockage, laissant ainsi aux observations pertinentes le temps d'être réalisées. La Commission considère qu'il faut laisser à la génération suivante une solution sûre, au sens des meilleures connaissances actuelles, au problème de l'élimination des déchets. Il appartiendra à cette

génération et aux suivantes d'accepter ou non cette solution, qui sera prête, mais sur laquelle l'option de la réversibilité permettra de revenir.

### 4.3. INTRODUCTION

Dans ce chapitre, la Commission fait le point sur l'essentiel des résultats acquis à ce jour (Mai 2005) par l'Andra et ses partenaires sur la caractérisation des milieux géologiques profonds comme réceptacles potentiels des déchets nucléaires de haute et moyenne activité et à vie longue. Après la phase initiale de recherche de sites français potentiellement favorables, le travail s'est concentré depuis 1998 sur :

- une formation argileuse, le Callovo-Oxfordien, qui est étudiée aux confins des Départements de la Meuse et de la Haute Marne, sur le site de Bure ;
- des formations granitiques génériques, étudiées en collaboration avec des Pays étrangers, principalement la Suède et la Suisse, sans qu'un site précis sur le sol français ne soit étudié actuellement.

La Commission consacre l'essentiel de ce chapitre à la formation argileuse de Bure, où des résultats très concrets et récents ont été obtenus. Ils laissent à penser, selon l'Andra, que la formation étudiée, dans la région choisie, serait potentiellement favorable à l'implantation d'un stockage. Cet avis est toutefois conditionnel à la poursuite, jusqu'à la fin de l'année 2005 au moins, des travaux, des expériences et des interprétations qui sont actuellement en cours dans le Laboratoire Souterrain de Bure. Des essais très importants ont en effet commencé en Janvier 2005 dans ce Laboratoire, dont la construction n'est pas encore totalement achevée en mai 2005 ; ces résultats sont indispensables pour étayer l'avis *a priori* favorable qui est émis par l'Andra aujourd'hui.

Les rapports finaux de l'Andra sur les recherches effectuées à Bure n'étant pas encore disponibles, l'analyse de la Commission a porté sur les visites faites au laboratoire souterrain, sur les auditions et réunions entre l'Andra et la Commission et sur ses rapports intermédiaires. Dans la mesure où d'importants résultats ont été obtenus en 2004 et début 2005, la Commission ne donne qu'un bref avis sur le BET 2003 (Bilan des Etudes et Travaux) de l'Andra qui lui a été transmis et présenté au second semestre 2004 (voir Annexe A).

Sur le granite, la Commission se borne à rappeler des résultats acquis par l'Andra en 2002, car le rapport final de ses études menées en collaboration avec les scientifiques étrangers n'est attendu que pour juin 2005.

Ce chapitre sur l'Axe 2 de la Loi du 30 décembre 1991 ne peut donc pas être considéré comme définitif car il manque encore des résultats significatifs à recueillir pour pouvoir conclure sur ces recherches, ainsi que l'examen des rapports finaux de l'Andra. La Commission tente cependant d'aller aussi loin qu'il est possible, dans l'évaluation et l'interprétation des résultats déjà acquis, pour éclairer d'ores et déjà les décideurs, sous réserve de la confirmation ultérieure des hypothèses qui sont parfois avancées, en l'absence des résultats définitifs.

La Commission présente d'abord une synthèse des principaux résultats obtenus par l'Andra, en mettant en exergue les points qui lui paraissent majeurs. Elle donne également un avis sur la qualité des travaux menés et sur la pertinence des conclusions qui en sont tirées par l'Andra. Elle donne enfin un aperçu des travaux qui restent à mener, après 2006.

### 4.4. ÉTAT D'AVANCEMENT DES RECHERCHES SUR LE SITE DE BURE

#### 4.4.1. Avancées techniques

Les moyens mis en œuvre par l'Andra et ses partenaires pour reconnaître la formation argileuse du Callovo-Oxfordien sur le site de Bure, sont, de l'avis de la Commission, remarquables quant à leur volume et à la qualité de leur mise en œuvre. On rappelle la nature de ces travaux :

- interprétations des données des 68 forages pétroliers, et de 1 300 km de profils sismiques 2D existants ;
- réalisation et interprétation de trois profils sismiques 2D de haute résolution supplémentaires (d'une longueur de 15 km) ;
- réalisation et interprétation d'une campagne sismique 3D sur une surface de 4 km<sup>2</sup> ; l'interprétation de ces données permet de bâtir une image tridimensionnelle du sous-sol, à la manière d'une tomographie médicale par scanner ;
- réalisation de 27 forages dans le secteur, sur une longueur totale forée de 5 km, et où 4,2 km de carottes de roche ont été récupérées, dont 2,3 km

dans le Callovo-Oxfordien. 23 de ces forages sont verticaux et 5 sont déviés, ce qui a permis une meilleure reconnaissance de la formation selon la direction horizontale et de rechercher la présence éventuelle de fractures d'orientation verticale, dont la présence était parfois soupçonnée, et que des forages verticaux ne pouvaient pas recouper ; en revanche, les forages horizontaux et déviés, bien orientés, ne pouvaient les manquer ;

- prélèvement de 22 700 échantillons de roches, dont 5.300 échantillons ont été analysés en laboratoire ;

- prélèvement et analyse de 7 300 échantillons d'eaux de la plupart des forages réalisés, à différents niveaux sur la verticale, pour reconnaître les fluides présents dans les différentes formations géologiques au-dessus de la couche hôte, au sein de celle-ci, et en-dessous ; des mesures locales de la perméabilité des niveaux rencontrés ont également été effectuées *in situ*, par injection ou pompage d'eau, sur environ 50 chambres de mesure ;

- fonçage de deux puits d'accès à la couche, pour pouvoir y construire le laboratoire souterrain ; le puits dit Auxiliaire, est arrivé à sa profondeur nominale, 490 m, en octobre 2004 ; dans le puits dit Principal, une galerie expérimentale est opérationnelle depuis novembre 2004 à la profondeur de 445 m. Le puits est actuellement (début mai 2005) à la profondeur de 460 m, et devrait arriver à sa base, à 490 m, en octobre 2005 après la réalisation des expérimentations qui y sont prévues ;

- levés géologiques détaillés tout au long du fonçage de ces puits, par une équipe de géologues, après chaque volée, pour reconnaître dans le détail les formations traversées, les photographier, échantillonner les roches et les fluides, observer les éventuelles fractures ou anomalies qui pourraient se présenter ; mesure en continu des débits d'eau parvenant aux puits pendant leur fonçage issus des formations géologiques traversées ;

- creusement d'une galerie horizontale expérimentale en T, appelée « la niche », à partir du puits principal, à la profondeur de 445 m, c'est-à-dire dans la partie supérieure de la formation hôte du Callovo-Oxfordien, qui s'étend de 417 à 550 m à cet endroit ; cette galerie, d'une longueur cumulée de 35 m, a permis de voir sur une grande surface la roche, d'observer son comportement mécanique, et d'y mettre en place des expériences ; elle a en effet été équipée de 40 forages horizontaux, verticaux ou déviés, d'une longueur de 10 à 15 m chacun,

pour y installer des instruments de mesure et d'expérimentation ; les expériences mises en œuvre dans cette niche ont débuté fin janvier 2005, et visent à : (i) reconnaître le comportement mécanique de la roche dans le temps, en particulier lors de la prolongation du fonçage du puits principal ; (ii) recueillir des fluides au sein de la roche hôte (en cours) ; (iii) lancer une expérience de migration de solutés par diffusion au sein de la roche hôte (en cours), qui permettra d'estimer *in situ* les coefficients de diffusion de divers solutés ainsi que certains coefficients de rétention par la roche ;

- lancement en mars 2005 d'une seconde expérience de migration de solutés par diffusion dans la roche *in situ*, à partir d'un forage fait depuis la surface ; cette opération techniquement très difficile, est une « première mondiale » qui doit être saluée et dont les résultats seront très importants pour conforter ceux obtenus à partir de la « niche » ou de la galerie du fond ;

- creusement d'autres galeries expérimentales à la profondeur de 490 m à partir du puits auxiliaire, c'est-à-dire à peu près au milieu de la couche hôte, ce creusement, actuellement en cours, devrait être achevé au plus tard en décembre 2005, il permettra de poursuivre l'observation directe de la roche, sur une longueur de galerie cumulée de 200 m ; de plus, les expériences supplémentaires suivantes y seront mises en place : (i) caractérisation et tentative d'interruption de la zone endommagée de la roche entourant la galerie, du fait de l'excavation ; cette zone, appelée communément l'EDZ (*Excavation Disturbed Zone*, en Anglais), joue un rôle fondamental dans le comportement d'un éventuel stockage en formation géologique ; (ii) poursuite de la caractérisation mécanique à long terme de la roche hôte ; (iii) mesures *in situ* de la conductivité thermique de la roche ; (iv) échantillonnage des eaux interstitielles de la roche, mesures de la perméabilité ; (v) nouvelles expériences de diffusion *in situ*.

À ces travaux, il faut ajouter de très nombreux essais en laboratoire sur les échantillons récoltés, des études et modélisations géologiques, hydrogéologiques, géochimiques, sismiques, mécaniques, etc., qui concourent à fournir un ensemble de connaissance cohérent sur le site étudié et son environnement. De très nombreuses équipes universitaires françaises et étrangères, des Etablissements Publics comme le CNRS (Groupement de Recherche FORPRO), le BRGM, l'IFP, des entreprises privées et des Groupes de Recherche étrangers ont été associés à ces travaux. Enfin, une

partie des résultats scientifiques obtenus par ces équipes ont été publiés dans la littérature scientifique internationale, au rythme actuel d'environ 40 publications par an dans des journaux à comité de lecture, apportant ainsi un regard extérieur sur le travail effectué.

Les renseignements ainsi collectés sont d'ores et déjà considérables. Cette information sera synthétisée dans un rapport établi par l'Andra, à paraître en juin 2005. Dans le paragraphe 4.7, on aborde les travaux qui paraissent nécessaires pour compléter les informations sur la zone étudiée.

La Commission fait cependant ici, à titre liminaire, les remarques suivantes :

- Elle a obtenu de l'Andra toutes les informations complémentaires aux données qu'elle a fournies lors des auditions et des divers rapports. Les divers recoupements qui ont été effectués permettent à la Commission de considérer que les données et informations fournies par l'Andra sur le site de Bure sont authentiques. De même elle estime que la qualité scientifique des travaux de terrain menés par l'Andra et ses partenaires sur le site de Bure apparaît comparable à celle des meilleurs travaux scientifiques menés en France et à l'étranger sur ces questions. La qualité intrinsèque des mesures et résultats obtenus a fait l'objet des contrôles nécessaires, les procédures d'assurance qualité mises en place par l'Andra sont adéquates en regard des objectifs poursuivis.

La Commission considère que les chercheurs impliqués ont mis en œuvre les techniques les plus modernes, notamment pour les diagraphies, les essais dans les forages, l'analyse géochimique des eaux du Dogger, de l'Oxfordien calcaire, ainsi que des traces d'eaux porales des argilites du Callovo-Oxfordien. Ils ont interprété les données selon les règles de l'art en utilisant les dernières connaissances et méthodes de la science.

- Les résultats obtenus très récemment par le moyen des forages verticaux et déviés réalisés en 2003-2004, dits forages FRF (forages de reconnaissance de la formation), ont fait grandement évoluer la connaissance disponible sur la roche hôte et les formations encaissantes. Ainsi qu'avait commencé à l'exposer la Commission dans son Rapport n° 10 de 2004, ces forages n'ont pas mis en évidence de failles ou fractures au sein de la roche, par lesquelles pourraient prendre naissance des écoulements de fluides. Depuis le début de la reconnaissance du site, en particulier par l'intermédiaire de la sismique 3D, la pré-

sence de failles dans la formation du Dogger sous la couche, puis au sein de la couche hôte, et enfin dans la formation sus-jacente de l'Oxfordien calcaire était invoquée, sans que les moyens de le confirmer ou de l'infirmier ne soient disponibles. La Commission avait recommandé que des forages de reconnaissance déviés et recoupant dans la longueur les formations du Callovo-Oxfordien et du Dogger soient réalisés et instrumentés avec les techniques géophysiques les plus modernes. Les résultats de ces forages, réalisés en 2003-2004, ont permis sans ambiguïté de démontrer que de telles failles n'ont pas été rencontrées sur les trajets assignés à ces forages. Ces forages ont aussi permis d'expliquer, par des considérations sédimentologiques dans la formation sous-jacente du Dogger, la cause de certaines des anomalies observées en sismique 3D par la présence de faciès récifaux dans le Dogger. Sans que ces résultats puissent être généralisés de façon trop hâtive ni au secteur étudié, ni *a fortiori* à l'ensemble de la zone, ces résultats sont fondamentaux pour la poursuite de la reconnaissance.

#### **4.4.2. Propriétés des roches (site et secteur)**

##### **a) Géologie**

Les enseignements tirés des reconnaissances géologiques effectuées conduisent à émettre les conclusions essentielles suivantes :

- La formation argileuse du Callovo-Oxfordien possède les bonnes caractéristiques de continuité et d'homogénéité espérées, tant sur la verticale que l'horizontale; il n'a pas été constaté, dans les sondages ou observations effectuées, de discontinuités sédimentaires (sableuses par exemple) qui pourraient faire varier significativement les propriétés de la couche. Cette constatation est plus particulièrement valable sur la surface de 4 km<sup>2</sup> entourant le site de Bure, qui a été plus spécialement reconnue, mais devrait pouvoir être étendue à une surface bien plus importante (de l'ordre de 200 km<sup>2</sup>, dite zone de transposition) offrant la possibilité d'y envisager la construction d'un stockage. Il sera cependant nécessaire de le confirmer par des reconnaissances plus précises et étendues.

- À aucun endroit, il n'a été rencontré de faille ou fracture ouverte au sein de la formation hôte, par où des circulations préférentielles d'eau pourraient se produire. Cette absence de fracture est à comprendre à l'intérieur du triangle formé par les failles

de Gondrecourt et de Poisson, qui délimitent la zone de transposition étudiée. Cette absence de fractures devra cependant être vérifiée ultérieurement sur l'ensemble de la superficie envisagée pour la construction d'un éventuel stockage, notamment au moyen de galeries de reconnaissance.

- La teneur en argile de la formation hôte varie un peu sur la verticale, mais cette variation ne devrait pas engendrer de variations importantes des propriétés hydrauliques, mécaniques ou thermiques. Ceci pourra encore être précisé en comparant les résultats des expériences menées dans la niche, située plutôt au sommet (plus calcaire) de la roche hôte, et dans les galeries principales, situées au centre de la couche, plus argileuse.
- Les eaux interstitielles de la couche hôte et des deux encaissants sont constituées d'eau de pluies très anciennes et d'âges différents dans ces trois couches. La bonne préservation de leurs compositions isotopiques montre que le transfert d'eau est très lent et que les échanges entre les différentes couches sont extrêmement faibles.

## b) Hydrogéologie

L'ensemble des tests de perméabilité réalisés sur la couche hôte, tant sur échantillons que par essais d'injection d'eau *in situ*, montre, selon l'Andra, une perméabilité extrêmement faible pour la roche saine, inférieure à  $10^{-12}$  m/s, sans anisotropie marquée. De plus, ce qui est très remarquable, les valeurs obtenues pour les essais sur échantillons et les essais *in situ* sont très voisines, ce qui valide en partie les dispositifs et la qualité des mesures, et est rarement obtenu dans d'autres sites. Ces faibles valeurs de perméabilité sont cohérentes avec l'hypothèse avancée par l'Andra que le mécanisme prédominant de migration des radionucléides au sein de l'argilite saine est la diffusion. L'existence de fractures naturelles perméables au sein de la couche n'a, jusqu'ici, pas été mis en évidence par les travaux de reconnaissance. Si ce fait est confirmé par les travaux ultérieurs et est valable sur l'ensemble du secteur, cela constituerait un élément très favorable de la caractérisation du site. Le cas de la roche endommagée sera traité un peu plus loin dans ce chapitre.

En ce qui concerne les couches adjacentes à la formation hôte vers lesquelles migreront lentement par diffusion les radionucléides issus du stockage, on se trouve dans le cas où lesdites couches constituent un milieu confinant, pas diluant. La perméabilité de ces

couches est faible, tant pour le Dogger que l'Oxfordien calcaire, au voisinage du site du laboratoire au moins. Les valeurs données par l'Andra par interprétation des essais *in situ* se situent dans la gamme  $10^{-8}$  à  $10^{-11}$  m/s pour le Dogger, et  $10^{-7}$  à  $10^{-12}$  m/s pour l'Oxfordien. Avec de telles valeurs, c'est la convection (l'entraînement par la circulation de l'eau) qui domine sur la diffusion moléculaire, et les radionucléides ayant traversé, à long terme, la formation hôte, seront entraînés vers les exutoires naturels de ces aquifères. L'Andra a établi des cartes piézométriques provisoires de ces aquifères, donnant la direction d'écoulement et la position des exutoires où l'eau de ces aquifères rejoint l'environnement. Ces exutoires se situent soit dans la vallée de la Marne, soit dans celle de la Meuse. Sur des temps très longs cependant, ces vallées peuvent s'approfondir et la position des exutoires pourrait en être modifiée, tout en restant toujours au sein des vallées les plus basses, l'Andra s'est attaché à l'estimer. Compte tenu de ces cartes d'écoulement et des perméabilités annoncées, l'Andra estime que les temps de transferts des radionucléides au sein des aquifères, entre le moment où ils y arrivent en diffusant depuis la couche hôte, jusqu'au moment où ils se retrouvent dans les exutoires, sont de l'ordre du million d'années. Ces chiffres apparaissent pour l'instant élevés à la Commission qui attend de recevoir communication des derniers travaux de modélisation de l'Andra sur ce sujet ; l'estimation plus solidement étayée de ces temps de transfert sera une des exigences à reporter sur les travaux de caractérisation ultérieurs, en s'appuyant par exemple sur l'interprétation des traceurs naturels des eaux. Mais seule une analyse de sûreté de l'ensemble du site pourra dire si ces temps de transfert sont ou non l'une des variables clé de l'acceptabilité du stockage ; il faudra aussi que cette analyse de sûreté prenne en compte le cas où existerait un forage de prélèvement d'eau situé plus près du site de stockage, et donc pour lequel les temps de transferts potentiels seraient bien plus brefs que pour aller jusqu'aux exutoires naturels. Quels sont les risques qui découleraient d'un tel scénario ? Ces eaux étant cependant chargées en sel, la probabilité de leur utilisation dans l'avenir devra également être prise en compte.

Les aquifères plus superficiels, comme le Kimméridgien ou les Calcaires du Barrois, ne seraient pratiquement pas, selon l'Andra, affectés par le stockage.

## c) Géochimie et migration

Les recherches regroupées sous le terme de géochimie comportent les études des phénomènes qui

influent sur la migration des éléments, notamment par diffusion, et des interactions chimiques des espèces en solution dans le milieu où elles diffusent. Elles englobent aussi les études des milieux. Pour un stockage, et en schématisant, ces milieux sont très hétérogènes en champ proche, mais relativement homogènes en champ lointain. Les interactions chimiques des espèces en solution se font avec les produits de corrosion des conteneurs, les minéraux des barrières ouvragées (bétons et argiles) ou minéraux de l'argilite du Callovo-Oxfordien, voire de la matière organique qu'elle pourrait contenir. Dans le champ proche d'un stockage, métaux, béton, argile et argilite sont eux-mêmes en forte interaction. Toutes les interactions chimiques dans le champ proche sont donc très compliquées. Dans le champ lointain du stockage, les concentrations des espèces sont très faibles, et les interactions ont lieu avec l'argilite saine, elles sont plus faciles à prendre en compte.

L'Andra a conduit, dans le cadre de nombreuses collaborations, des études sur tous les aspects de la migration des éléments dans la géosphère : minéralogie de l'argilite, composition et origine de l'eau interstitielle de l'argilite, corrosion des matériaux métalliques et dégradation des matériaux cimentaires, diffusion des éléments dans les matériaux sains et altérés, rétention des éléments ; la Commission en a rendu compte dans ses précédents rapports. Elle évalue ici les principaux résultats en termes d'acquis de données numériques, tant sur les fluides et matériaux que sur les paramètres caractérisant les phénomènes. Ces résultats permettent, couplés avec les termes sources des colis évalués avec des modèles opérationnels de performance (MOP), de faire des calculs sur la migration des radionucléides, notamment les plus mobiles. A cet égard, la Commission a évalué dans son rapport n° 10 les MOP associés aux colis de déchets du modèle d'inventaire de déchets (MID) et n'y revient pas ici.

L'Andra a aussi étudié, surtout dans le cadre de recherches internationales, la migration des éléments dans la biosphère, qui prend un aspect particulier car les organismes vivants y interviennent. Ces études et l'utilisation de leurs résultats sont convenues au niveau international. L'Andra les intègre dans les analyses de sûreté pour le calcul des impacts radiologiques correspondant à différentes biosphères. Cet aspect ne relève pas de la géochimie au sens strict ni des attributions de la Commission, et ne sera pas examiné ici.

## **Minéraux du Callovo-Oxfordien et eau des pores de l'argilite**

La composition de l'eau interstitielle du Callovo-Oxfordien (ou eau contenue dans les pores) dépend de la minéralogie de l'argilite et de sa capacité à échanger des cations. La minéralogie de l'argilite est connue de façon satisfaisante dans la couche du Callovo-Oxfordien explorée, ainsi que ses variations tant horizontales que verticales. En particulier, le rapport illite/smectite, deux des minéraux argileux majoritaires de l'argilite (les autres étant la chlorite et la kaolinite), est établi en fonction de la profondeur, avec un pas d'épaisseur variable. On connaît ainsi les cations majeurs échangeables associés aux minéraux argileux et la capacité d'échange des minéraux argileux a été mesurée. Les proportions des minéraux non argileux, comme les carbonates, sont aussi connues. Autrement dit le système argilite est chimiquement bien défini. Ces résultats sont issus de multiples analyses concordantes d'échantillons prélevés dans plusieurs forages.

Les prises directes d'eau dans l'argilite pour analyses sont difficiles du fait qu'il y a peu d'eau libre. L'organisation de l'eau y est compliquée (eau libre dans les macropores, mais d'autant plus liée dans la couche diffuse que le rapport volume/surface diminue ; eau liée en surface des feuillettes et dans les espaces interfoliaires). Elle est mieux décrite pour les argiles pures « modèles » que pour l'argilite réelle de Bure. C'est donc par des méthodes indirectes d'équilibre et par modélisation thermodynamique du « système argilite » (dissolution/précipitation des minéraux, échanges d'ions) que la composition de l'eau est approchée. Une telle méthodologie a déjà été utilisée au Mont Terri avec succès comme en témoignent les derniers résultats des expériences dites PC et PC-C conduites en 2004. Sur cette base, l'Andra a développé un modèle de composition probable de l'eau des pores. Les principales caractéristiques connues de l'eau libre (force ionique 0,1 M, pH autour de 7 à 8 associé à un effet tampon, Eh autour de - 100 mV, teneurs en chlorure, en sulfate et en sodium estimées) sont reproduites avec une bonne approximation par ce modèle. Toutefois le modèle ne rend pas encore parfaitement compte de la concentration des anions majeurs, surtout parce que le volume de l'eau libre est mal défini et que la pression partielle du gaz carbonique dans le Callovo-Oxfordien est encore mal connue, malgré quelques mesures expérimentales directes. Le modèle sera certainement amélioré avec les résultats définitifs des expériences in situ, indispensables, et qui ont



débutées dans la « niche » en janvier 2005 (expériences dites PAC 2001 et 2002). Les tous premiers résultats sont en accord avec les modélisations faites « *a priori* ». Comme l'erreur du modèle sur la composition de l'eau est toutefois probablement faible, les prévisions que l'on peut faire dès aujourd'hui sur la base de données thermodynamiques mettant en jeu les caractéristiques de cette eau libre peuvent être considérées comme correctes. Ainsi, en attendant confirmation, on peut prévoir par le modèle quels composés de corrosion ou de dégradation apparaîtront, et comment les caractéristiques chimiques de l'eau en seront modifiées dans le champ proche. À partir de là, on peut aussi prévoir, par exemple, les espèces dans lesquelles un élément donné sera engagé (spéciation) et quel composé, limitant sa solubilité, sera susceptible d'exister ; ceci sert alors de guide pour concevoir les expériences visant à le vérifier. Pour le champ lointain, l'Andra admet que des variations de la composition de l'eau autour de sa valeur probable n'ont pas d'influence sur les paramètres de diffusion des espèces ( $D_e$  et  $w_{acc}$ ), ce qui est un point essentiel, ni sur les paramètres de rétention d'un élément. Il s'agit d'une approximation confortée par des mesures expérimentales de laboratoire, notamment pour les propriétés de diffusion. La composition de l'eau dans les argiles est donc très étudiée par l'Andra, avec de larges collaborations nationales et internationales, et les études *in situ* au Mont Terri ont commencé à livrer leurs résultats.

La composition de l'eau du Callovo-Oxfordien est aussi à la base de l'explication des phénomènes osmotiques évoqués pour expliquer la surpression dans le Callovo-Oxfordien par rapport aux encaissants (voir annexe B).

L'origine de l'eau est étudiée par l'Andra en mesurant sa composition isotopique. Les analyses isotopiques effectuées sur les eaux prélevées dans les échantillons obtenus à l'aide des forages de reconnaissance de la formation hôte et de ceux destinés à l'étude des encaissants ont montré :

- que les eaux porales du Dogger et du Callovo-Oxfordien ainsi que les venues d'eau dans l'Oxfordien calcaire sont toutes des eaux de pluie, chargées en sel par dissolution de halite (voir Annexe B), dont la composition isotopique n'a pas été perturbée par des réactions chimiques ou des réactions d'échange isotopique ;
- que seules les eaux de recharge et les sources prélevées au niveau des calcaires de l'Oxfordien ont

des compositions isotopiques qui portent une signature actuelle ;

- que les compositions isotopiques des autres échantillons d'eau portent des caractéristiques climatiques significativement différentes de celles d'aujourd'hui ;
- que les eaux de l'Oxfordien calcaire prélevées à partir des plates-formes F2 et F3 ont des compositions isotopiques appauvries en isotopes lourds par rapport à l'actuel et correspondent donc à une recharge en période glaciaire. L'absence de carbone-14 implique un âge supérieur à 40 000 ans ; l'âge minimum de la recharge pourrait donc être compris entre 40 000 et 110 000 ans, mais des glaciations plus anciennes sont également possibles ;
- que les eaux de l'Oxfordien calcaire prélevées à partir des plates-formes F1, F4 et F5 ainsi que les eaux porales du Callovo-Oxfordien et du Dogger ont des compositions isotopiques portant la signature de climats notablement plus chauds que l'actuel, dont l'âge minimum dépasse 110 000 ans puisque la dernière période interglaciaire, plus chaude qu'aujourd'hui, l'Eémien, date d'environ 120 000 ans ; mais des périodes plus anciennes sont aussi possibles ;
- un temps de résidence de l'ordre de 100 000 ans a été attribué aux eaux de l'Oxfordien calcaire à partir de l'analyse des gaz rares contenus dans cette eau ;
- en ce qui concerne les eaux porales du Callovo-Oxfordien, les analyses de gaz rares conduisent à des temps de résidence de l'ordre de plusieurs (sept) millions d'années ;
- enfin, les eaux prélevées dans le Dogger ont des compositions isotopiques très différentes de celles d'aujourd'hui, à la fois plus riches en isotopes lourds et avec un excès en deutérium plus faible. Cet ensemble de données implique une recharge qui se serait effectuée en climat nécessairement plus chaud et vraisemblablement plus océanique qu'aujourd'hui. Il faut remonter à l'ère Tertiaire (plusieurs millions d'années) pour rencontrer de telles conditions.

#### **Migration des espèces dans le Callovo-Oxfordien (solubilité, diffusion, retard)**

Les composés choisis pour calculer la solubilité des éléments résultent en général de données thermodynamiques issues de bases de données cohérentes. L'Andra a construit sa propre base de données, confrontée aux bases internationales. Des

valeurs de la concentration à saturation ont été sélectionnées pour une trentaine d'éléments en présence de béton et pour le Callovo-Oxfordien.

La diffusion d'une entité en milieu poreux homogène (comme l'argilite du Callovo-Oxfordien) est caractérisée par son coefficient de diffusion effectif  $D_e$  et par la porosité apparente du milieu pour cette entité,  $w_a$ . Si cette entité n'est pas soumise à rétention (comme par exemple l'ion chlorure),  $w_a$  est égale à  $w$ , la porosité accessible à la diffusion. Les valeurs de  $D_e$  et de  $w_a$  mesurées au laboratoire par expériences sur des échantillons d'argilite sont différentes pour les anions et pour les cations, et pour l'autodiffusion de l'eau dans l'eau. Les valeurs mesurées de  $w_a$  sont inférieures à celles de  $w$ . D'une façon générale, les mesures de diffusion, dont les résultats ont une importance capitale pour les calculs de sûreté, sont déjà très nombreuses mais se poursuivent et deviennent de plus en plus fiables. Il est bien établi que les anions diffusent moins vite que l'eau et les cations plus vite. Aucune valeur des coefficients de diffusion in situ n'est encore disponible pour le Callovo-Oxfordien. Les premières expériences, analogues à celles déjà réalisées au Mont Terri, ont débuté en janvier 2005 dans la « niche » (expériences dites DIR 2001 et 2002), ainsi qu'à partir de la surface dans un forage profond atteignant la formation hôte (forage Est 208). La représentativité des expériences en laboratoire sur carotte, malgré toutes les précautions prises dans les protocoles, est toujours sujette à discussion et justifie pleinement l'importance donnée par l'Andra à la réalisation d'expériences *in situ*. Les tous premiers résultats sont qualitativement conformes avec les mesures de laboratoire. Il reste encore, cependant, des incertitudes sur les couples  $D_e$  et  $w_a$ , à utiliser pour chaque espèce dans les calculs, pouvant induire à long terme des variations significatives sur les temps de migration au travers de l'argilite et sur les flux de transfert aux limites de la couche, à l'arrivée dans les aquifères encaissants.

Les valeurs de  $D_e$  et  $w_a$  retenues actuellement par l'Andra pour tous les anions et tous les cations dans les calculs sont respectivement celles des ions les plus mobiles, iodure et césium :

- (i) anions  $D_e = 5 \cdot 10^{-12} \text{ m}^2\text{s}^{-1}$  et  $w_{acc} = 5 \%$  (valeurs expérimentales respectivement comprises entre  $10^{-12}$  et  $10^{-11} \text{ m}^2\text{s}^{-1}$  et 4 à 8 %) ;
- (ii) cations  $D_e = 2,5 \cdot 10^{-10} \text{ m}^2\text{s}^{-1}$  et  $w_{acc} = 18 \%$  (valeurs expérimentales respectivement com-

prises entre  $2,5 \cdot 10^{-11}$  et  $5 \cdot 10^{-10} \text{ m}^2\text{s}^{-1}$  et 10 à 21 %).

Les valeurs de  $D_e$  et  $w_{acc}$  pour la diffusion des éléments dans les matériaux des barrières ouvragées, dans le béton sain et altéré, dans les remblais et pour le Callovo-Oxfordien altéré par l'EDZ sont estimées. Elles sont toujours supérieures à celles du Callovo-Oxfordien sain et, à la limite, égales à celles prises pour l'eau.

L'effet sur la migration des éléments de la présence des gaz de différentes origines (radiolyse, corrosion, micro-organismes) dans le milieu n'est encore pas bien connu.

La rétention des éléments est traitée en utilisant une loi simple d'une sorption indépendante de la concentration, qui conduit à la notion de coefficient de distribution  $K_d$ , sauf pour le césium. Cette vue, largement répandue faute de mieux, est justifiée par le fait que la concentration des éléments reste toujours très faible dans le Callovo-Oxfordien, et même dans le champ proche car elle est limitée par la solubilité d'un composé ou par les faibles taux de relâchement des colis. Les valeurs de  $K_d$  des éléments pour le Callovo-Oxfordien sont issues d'expériences sur échantillons ou sont choisies par analogies de comportement entre différents éléments. Les dernières expériences sur Cs, Tc(IV), U(IV), Sn(IV) et Pu(IV) montrent que la rétention est directement liée à la teneur globale en minéraux argileux et qu'elle est peu sensible à la composition de l'eau. Malgré un grand nombre de résultats obtenus par l'Andra et leur examen critique pour faire des choix, les valeurs de  $K_d$  sont loin d'avoir la qualité des données thermodynamiques figurant dans les bases de données. Leur dispersion est due à l'hétérogénéité locale des échantillons. Dans les matériaux autres que l'argilite (ciments sains et perturbés), les données sont peu nombreuses. La rétention de l'iode (et d'autres radionucléides) dans le ciment sain n'est pas nulle, mais il est difficile de choisir aujourd'hui une valeur de  $K_d$  (de  $10^{-3}$  ou  $10^{-2} \text{ m}^3/\text{kg}$ ). L'ensemble des données récoltées a permis à l'Andra de sélectionner des valeurs de  $K_d$  pour une trentaine d'éléments pour les bétons et le Callovo-Oxfordien (sains ou altérés). Aucune interaction chimique n'est prise en compte pour le transport dans les encaissants (Dogger et Oxfordien calcaire). La migration des éléments s'y confond alors avec le transport de l'eau. Il faut aussi noter que nombre d'études de l'Andra portent sur les interactions d'élé-

ments (actinides et produits de fission) en quantités pondérables avec l'argile. Elles intéressent alors plutôt le champ proche.

L'Andra a simulé la migration de plusieurs éléments dans le Callovo-Oxfordien en milieu réducteur à partir d'alvéoles de stockage de colis de combustible usé CU2 (voir annexe C). A titre d'exemple, selon l'Andra, pour un actinide tétravalent comme Pu(IV), avec  $D_e$  et  $w_a$  des cations et  $K_d = 1 \text{ m}^3/\text{kg}$ , si une concentration initiale de  $10^{-8} \text{ M}$  est maintenue constante à la source, et que le Pu migre de façon isotrope par diffusion, au bout de 200 000 ans, sa concentration aura atteint une valeur de  $10^{-12} \text{ M}$  à 20 m. Il faudrait attendre 800 000 ans pour que la concentration atteigne  $10^{-12} \text{ M}$  à 40 m, tout ceci en négligeant la décroissance radioactive. En effet, en première approximation, on peut dire que le temps caractéristique de diffusion est proportionnel à  $w_{acc}$  et au carré de la distance parcourue, et est inversement proportionnel à la valeur de  $D_e$ . La conclusion de l'Andra est que, quoiqu'il arrive, les actinides resteront confinés dans la couche. Par ailleurs s'il se formait des colloïdes, ils seraient arrêtés par la dimension des pores de l'argilite (15 à 50 nm) et de plus la force ionique de l'eau tendrait à agréger les colloïdes. Pour les radionucléides non retenus, tels que les anions, l'Andra fournit des valeurs qui indiquent des temps d'arrivée des éléments aux limites de la couche hôte, défini comme l'atteinte d'une concentration par exemple égale au 1/1 000 de celle à la source, de l'ordre de la centaine de milliers d'années.

Les résultats des calculs de l'Andra confirment les ordres de grandeurs de temps et de distances associés à la diffusion qu'a calculés la Commission par une méthode simplifiée. Elle considère que ces valeurs sont les meilleures estimations disponibles aujourd'hui des vitesses de diffusion ; elles ne sont toutefois pas directement extrapolables à toutes les situations prévisibles au sein d'un stockage.

En résumé, les données géochimiques actuelles résultent de très nombreuses recherches conduites par des équipes qui se sont focalisées sur les trois thèmes qu'il faut explorer pour comprendre la migration des éléments : eau dans les argiles, diffusion dans les milieux poreux et rétention des éléments dans ces milieux. La plupart des données utilisées par l'Andra pour les calculs ont été obtenues sur des échantillons prélevés par forages dans le Callovo-Oxfordien. Parallèlement, une série de mesures *in situ* a été réalisée au Mont Terri. Ces

expériences *in situ* effectuées au Mont Terri, ou dans d'autres Laboratoires étrangers, comme à Mol, ont surtout permis à l'Andra de mettre au point des protocoles et des systèmes de mesures, qui sont aujourd'hui opérationnels dans le laboratoire souterrain de Bure, après un temps de mise en place particulièrement bref. Les premiers résultats de ces expériences *in situ* ont été présentés à la Commission le 21 avril 2005, ils ne sont pas encore interprétables mais vont dans le sens de ce qui est attendu. Les valeurs des paramètres de migration utilisées par l'Andra dans ses calculs de sûreté sont donc ceux obtenus en laboratoire sur échantillons, qui sont les seuls réellement disponibles aujourd'hui. L'Andra a lancé depuis une dizaine d'années beaucoup d'expériences sur échantillons et a fait une synthèse critique de tous les résultats obtenus, pour son propre compte. Le récent Congrès de Tours (mars 2005) organisé par l'Andra a mis en évidence le dynamisme d'une communauté scientifique travaillant sur les problèmes de géochimie soulevés par un stockage en milieu géologique.

#### d) Mécanique

La Commission ne dispose pas encore, au moment où ce rapport est écrit, du document de synthèse de l'Andra relatif aux études géomécaniques qui lui permettra de porter une appréciation synthétique sur les travaux conduits dans ce domaine. Ce premier jugement présente donc un caractère provisoire mais déjà bien étayé.

Les phénomènes géomécaniques jouent un rôle important aux différentes étapes de la vie d'un stockage. Pendant la période de construction et d'exploitation, le premier objectif est d'assurer la tenue des galeries et alvéoles : c'est un problème classique d'ingénierie souterraine, avec toutefois des conditions un peu particulières liées à la préoccupation de réversibilité. Hormis la redistribution des contraintes et des pressions de pore, engendrées par le creusement, les galeries, les puits et les alvéoles sont sollicités au cours de cette phase par l'air de ventilation, qui refroidit et dessèche la roche au voisinage des parois et apporte oxygène et bactéries. Cette période est aussi marquée par l'apport de matériaux exogènes (acier, béton etc.) dans le massif souterrain.

Après la fermeture du stockage et donc l'arrêt de la ventilation, le stockage reste « sec » et s'ouvre alors une longue période de transition (quelques

dizaines de siècles) au cours de laquelle se résorbent progressivement certains déséquilibres créés au cours de la période d'exploitation (resaturation du massif, disparition de l'oxygène libre, compaction des remblais) en même temps que se développent d'autres perturbations (chaleur dégagée par les déchets, formation de gaz, évolutions physico-chimiques liées à la dégradation des colis et barrières manufacturées).

L'Andra convient de faire arrêter cette phase lorsque la resaturation du massif est achevée (en fait cette situation sera atteinte après des durées inégales dans les différentes parties du stockage) estimant que, jusque là, l'eau n'étant pas en contact direct avec les conteneurs, leur dégradation n'a pu commencer. S'ouvre alors une période marquée par la fin de la résorption des déséquilibres thermiques, la poursuite vraisemblablement très lente des évolutions précédentes et surtout la présence d'eau dans la totalité du stockage. Toutefois, de façon plus récente, l'Andra a mis en exergue la présence vraisemblable pendant cette phase de quantités assez grandes d'hydrogène gazeux issu de la corrosion des aciers dans le stockage et, sous forme dissoute, dans l'ensemble de la formation du Callovo-Oxfordien.

### Mesure des contraintes

La connaissance de l'intensité et de la direction des contraintes principales dans la formation géologique permet de choisir l'orientation des ouvrages pour minimiser les désordres mécaniques, notamment aux points sensibles tels que serrements de galeries ou bouchons d'alvéoles. Avec la mesure des paléo-contraintes, qui relève de techniques différentes, elle contribue à la reconstitution de l'histoire tectonique de la formation.

L'Andra a déjà mis en œuvre un ensemble exceptionnel, sans doute unique, de techniques de mesure des contraintes, certaines classiques, d'autres originales. Au cours du temps, l'interprétation des mesures a évolué : on a d'abord pensé qu'une anisotropie marquée des contraintes (c'est-à-dire un écart marqué à la distribution de contraintes qu'on observe au repos dans un matériau très mou ou un liquide) affectait la totalité des niveaux étudiés, ce qu'il aurait fallu prendre en compte pour le dessin de l'ouvrage ; des données plus récentes incitent l'Andra à pencher plutôt aujourd'hui pour une anisotropie plus discrète dans la formation du Callovo-Oxfordien. Cette hypothèse réconcilierait

les mesures de contraintes avec des observations mécaniques faites au laboratoire, qui tendent à faire penser que la roche flue dès qu'elle est soumise à un état de contrainte non isotrope (rappel : le fluage désigne l'aptitude d'une roche à continuer à se déformer longtemps après qu'une charge lui a été appliquée). Il n'en reste pas moins que les puits marquent une ovalisation très nette et d'orientation très constante sur toute leur hauteur y compris dans le Callovo-Oxfordien : il reste à rendre complètement compatible toutes ces observations. Des études en laboratoire souterrain apporteront progressivement des éléments de réponse.

### Tenue des galeries pendant l'exploitation

La tenue mécanique à court terme de galeries creusées à 500 m de profondeur ne paraît pas poser de problème majeur d'ingénierie. L'Andra a réalisé un ensemble important d'essais de laboratoire sur les argilites du Callovo-Oxfordien et a conclu à un pronostic favorable pour le comportement mécanique. La Commission considère qu'il est prudent d'émettre des réserves sur les conclusions tirées d'essais de laboratoire, mais les premières observations faites dans les puits et dans la niche paraissent confirmer le pronostic de l'Andra. La Commission a été invitée à visiter la niche à la fin du mois de janvier 2005. Les parois de la niche paraissaient très stables ; une lente réduction de section était observée depuis l'ouverture de la niche ; on manque encore du recul nécessaire pour savoir si ce phénomène est durable. L'extension de l'EDZ, dans la niche et à l'intersection de la niche et du puits, était limitée. Quelques petites écailles s'étaient formées progressivement, ce que l'Andra impute à la contraction de la roche engendrée par la désaturation. On devra observer si cette évolution, pour l'instant relativement ténue, se poursuit. Il est possible que les manifestations en soient plus discrètes dans l'argilite cible, au niveau du laboratoire souterrain, plus profonde que la niche, mais moins raide.

On ne peut tirer de conclusions trop assurées au stade actuel, alors qu'on attend une grande masse d'informations provenant des observations faites d'ici la fin de l'année 2005 et des essais mécaniques tels que REP (suivi des effets de la fin du creusement du puits principal) et SUG (mesures des déformations dans les premiers rameaux de galeries). Les études mécaniques exigent de la durée. On peut faire état aujourd'hui de l'absence de toute surprise notable lors de l'arrivée dans la formation. Une telle constatation sera mieux assurée à la fin de l'année 2005.

En ce qui concerne la période d'exploitation d'un stockage (un siècle), il ne semble pas que l'Andra ait nettement tranché entre deux scénarios : dans le premier, fluage, gonflement, oxydation des pyrites entraînent une réduction progressive de la section des ouvrages, ce qui conduirait à poser un revêtement assez épais pour s'y opposer, avec des prévisions sans doute délicates à faire sur la pression finale exercée par le massif sur le revêtement ; dans le second, la désaturation inhiberait ces effets, le fluage serait très modéré, et un revêtement léger serait suffisant. En revanche l'Andra paraît privilégier la pose rapide d'un revêtement assez raide pour limiter le développement de l'EDZ (voir ci-dessous). Ces questions, que l'on rencontre déjà dans des ouvrages souterrains classiques, devront recevoir des réponses qui tiennent compte des conséquences pour la phase post-fermeture (vitesse de dégradation du revêtement, fonctionnement de l'EDZ). Elles susciteront un programme d'investigations analogue aux programmes conduits dans d'autres laboratoires souterrains.

### **Développement de la Zone Endommagée (EDZ)**

Nous avons vu plus haut que les propriétés naturelles de la formation non perturbée paraissent favorables en ce qui concerne la migration des éléments ; il est alors logique de porter une attention au moins égale aux faiblesses éventuelles créées par le creusement des ouvrages dans la formation géologique. Les circulations d'eau (et/ou de gaz) dans le stockage lui-même seront très lentes si les gradients hydrauliques y sont faibles (c'est-à-dire si on est très proche de la distribution d'équilibre hydrostatique des pressions, pour laquelle aucun mouvement n'est possible) et si le stockage est compartimenté en zones séparées par des bouchons étanches (tel que prévu). Il s'agit de « serremments » de longueur décamétrique, maintenus confinés par un remblai. L'Andra participe à l'essai TSX dans le granite canadien, qui apporte des enseignements à ce sujet. La faisabilité, les performances et la pérennité des bouchons seront étudiées dans le laboratoire souterrain de Bure et profiteront de l'expérience déjà accumulée dans d'autres laboratoires souterrains.

Néanmoins, le creusement des ouvrages, puis leur évolution au cours des diverses étapes de la vie d'un stockage, engendreront dans le massif, au pourtour des galeries et alvéoles, une zone affaiblie, dont l'épaisseur est de l'ordre du mètre, devenue plus perméable que le massif sain, et peut-être fissurée, qu'il

est convenu d'appeler EDZ. L'EDZ pourrait permettre, après la fermeture du stockage, le contournement des bouchons qui fermeront les alvéoles, les galeries et les puits et créer ainsi un court-circuit depuis les alvéoles de stockage jusqu'aux débouchés du puits dans les formations encaissantes. Les premiers exercices méthodologiques de sûreté conduits par l'Andra à l'occasion du dossier 2001 ont mis à juste titre en exergue l'importance de l'étude de ce scénario, qui a d'ailleurs fait l'objet de plusieurs manifestations scientifiques internationales, ce problème étant commun à toutes les roches envisagées pour le stockage. L'Andra indique toutefois que seule une augmentation très substantielle de la perméabilité dans une zone assez épaisse est susceptible de poser un problème important ; ce point de vue est partagé par l'organisme Nagra en Suisse.

L'Andra, notamment à travers une participation active aux essais réalisés sur le site du Mont Terri en Suisse, s'est dotée de techniques et d'un savoir faire précieux pour l'étude de cette EDZ. Ces techniques ont été mises en œuvre à la traversée par les puits des horizons plus superficiels (on dispose déjà de résultats pour le Kimméridgien, où un endommagement un peu plus étendu que prévu est suspecté) et dans la niche, où les observations semblent favorables et conformes aux prévisions. On est de ce point de vue au tout début d'un effort d'investigations qui demandera plusieurs années.

En revanche, l'analyse plus théorique de l'endommagement et l'évaluation par le calcul de son étendue et de son intensité paraissent à la Commission être un point sensible de l'étude. Une approche simplifiée consistant à multiplier par un facteur de sécurité approximatif les constantes géologiques a été adoptée par l'Andra en 2005. Cette première approche devra être suivie par une analyse plus détaillée (double porosité par exemple).

L'étude du comportement mécanique des argilites met en évidence un comportement complexe. Les données des caractéristiques mécaniques de court terme et du poids des terrains permettent de prévoir une extension initiale modérée de l'EDZ, mais il faut aussi tenir compte de l'effet éventuel de la technique de creusement, qui pourra être étudiée dans le laboratoire souterrain. A moyen terme, le comportement de la roche est influencé par une grande variété de facteurs, dont l'aptitude au fluage, la contraction sous l'effet de la désaturation, le gonflement qui est observé même sous des échantillons

presque saturés, et dont les mécanismes ne sont sans doute pas encore tous élucidés. Hormis ces sollicitations, classiques dans un tunnel, l'EDZ, bien après le creusement, est affectée par des sollicitations additionnelles (évolution des pressions de pore, changements de température, resaturation, reconstitution de la pression hydrostatique dans les ouvrages, production de gaz, etc.).

L'Andra dispose d'un volume appréciable d'essais de laboratoire, mais la synthèse qui en a été faite n'est pas encore disponible. Un point important est constitué par l'aptitude au fluage. Cette propriété, observée dans beaucoup de roches, peut avoir des conséquences importantes pendant la phase d'exploitation (le revêtement supporterait progressivement une part croissante du poids des terrains sus-jacents) ; puis, dans les alvéoles et les galeries, après leur remplissage, les jeux et vides laissés lors de la fermeture se réduiraient, les revêtements pourraient être sollicités jusqu'à se rompre, et la paroi rocheuse convergerait alors plus facilement vers les galeries ou les alvéoles, avec des déformations amples qui pourraient provoquer une expression plus marquée de la fissuration dans l'EDZ. Le contact serait néanmoins assez vite créé avec le remblai dont les galeries seraient remplies ou avec les barrières ouvragées et les colis, dans les alvéoles. Les mouvements de la paroi ralentiraient, le remblai et les colis seraient progressivement mis en charge. La continuité des matériaux étant alors reconstituée, on peut même espérer que s'exprime un effet plus favorable : le fluage tendrait à reconstituer un état de contraintes proche de l'état naturel, avec une cicatrisation possible des discontinuités de l'EDZ créées pendant la phase antérieure. Ces phénomènes de cicatrisation sont étudiés à l'échelle internationale, mais l'Andra ne prend pas actuellement en compte cet effet potentiellement favorable, ce qui est justifié dans l'état actuel des connaissances.

L'étude du fluage des argilites est donc importante. Hormis les leçons tirées de l'histoire géologique de la formation, on dispose d'essais de laboratoire. Ceux-ci sont assez difficiles à conduire, car les vitesses de déformation sont très petites ( $10^{-11}$  à  $10^{-10} \text{ s}^{-1}$ ) à notre échelle usuelle de temps. Lors d'essais de quelques mois, elles peuvent être masquées par d'autres phénomènes (oxydation des pyrites, gonflement des fractions argileuses). Les extrapolations sont donc pour l'instant périlleuses. L'approche de l'Andra (en 2004) consiste apparemment à négliger ce phénomène au motif qu'il n'est guère

apparent dans des tunnels assez anciens creusés dans des roches analogues. Ces données empiriques sont intéressantes, mais devraient être examinées avec soin (on n'a pas considéré l'hypothèse, pourtant vraisemblable, selon laquelle les données relatives aux tunnels sont biaisées par la ventilation à laquelle ils sont soumis).

Cette dernière remarque met en évidence le rôle de la désaturation du massif, qui pourrait jouer un rôle important pendant la phase d'exploitation où les galeries sont soumises à l'air de ventilation, comme incitent à le faire penser les premières observations dans la niche. La désaturation entraîne une contraction et un raidissement de la roche, la formation possible d'une fissuration qui progresse avec le temps vers l'intérieur du massif. Elle inhibe vraisemblablement le fluage. On dispose pour décrire le processus de désaturation de systèmes d'équations bien établies, mais il subsiste des incertitudes sur les valeurs des paramètres et donc sur la cinétique de la désaturation et l'étendue de la zone désaturée, qui semble toutefois, selon les calculs de l'Andra, devoir coïncider avec l'EDZ. La vitesse de désaturation dépend de l'hygrométrie relative de l'air dans les galeries, et donc de la température dans ces dernières : il faut s'attendre à ce que la désaturation soit inégale dans les diverses parties du stockage. La phase d'exploitation serait alors, du point de vue de l'évolution mécanique, une sorte de parenthèse courte dans la vie du stockage, dominée par la désaturation, phénomène qui s'arrête à la fermeture du stockage avec l'arrêt de la ventilation.

En fait les calculs présentés en 2004 par l'Andra s'attachent plutôt à déterminer l'extension de la zone endommagée pendant la phase d'exploitation - pour des galeries sèches à la pression atmosphérique - alors que ce sont les conditions régnant à long terme qu'il faut envisager - les galeries sont alors remplies d'eau sous pression proche de l'hydrostatique. Par ailleurs, l'Andra a analysé d'abord, comme il est normal, l'apparition et le développement de l'endommagement dans le contexte des contraintes déviatoriques élevées - c'est la situation rencontrée après le creusement. La désaturation et le fluage ont deux effets : ils modifient la distribution des contraintes, mais sont aussi susceptibles de créer un endommagement par des mécanismes qui leur sont propres : rupture des liens entre grains par contraction (pour la désaturation) et du fait de déformations cumulées importantes (pour le fluage). L'Andra a seulement examiné (en 2004) si les variations de contraintes

engendrées par la désaturation et le fluage pouvaient accroître l'endommagement initial. Mais comme ces deux mécanismes engendrent des contraintes de traction - pour la désaturation - ou réduisent progressivement les contraintes déviatoriques - pour le fluage, l'Andra ne peut pas modifier la distribution des contraintes dans un sens défavorable. En revanche, il serait nécessaire d'étudier l'endommagement éventuel spécifique lié à ces deux phénomènes.

En l'état, une incertitude demeure sur l'estimation de l'extension de la zone endommagée présentée par l'Andra et sur l'intensité des modifications induites de la perméabilité, de la porosité, des propriétés de rétention, pour lesquelles on ne dispose guère que d'analogies avec le cas du Mont Terri. Ce sont des paramètres importants pour les calculs de sûreté. L'évaluation de la perméabilité de l'EDZ passe par des essais en place, mais aussi par la description de la fréquence et de la géométrie des discontinuités créées, de leur connectivité, de leur réponse aux sollicitations mécaniques et hydrauliques. On suspecte que ces paramètres sont affectés d'une forte anisotropie.

L'exploitation du laboratoire souterrain fournira des données irremplaçables qui préciseront progressivement l'image actuelle du comportement de la roche. Des enseignements utiles pourront déjà être tirés de l'expérience en cours MODEX-REP (réponse du massif au creusement de la dernière partie du puits principal). Il serait néanmoins indispensable, avant de passer à l'étape d'exploitation du laboratoire, d'établir une synthèse claire et complète des éléments déjà acquis et des difficultés qui subsistent, et de dégager une problématique scientifique de l'étude des phénomènes mécaniques, notamment pour ce qui concerne l'EDZ.

L'Andra a réalisé au Mont Terri un essai (« EDZ-Cut off ») visant à « réparer », au moins partiellement, la zone endommagée, essai qui sera également conduit à Bure en 2005. Il consiste à creuser avec une tronçonneuse une saignée d'environ 1 m de profondeur, 10 cm de largeur, de façon radiale sur le parement d'une galerie, et d'y mettre en place un assemblage de briquettes de bentonite gonflante. Il est prévu que cette bentonite, une fois gonflée par absorption d'eau, assure une bonne étanchéité de la saignée, et engendre également par gonflement une contrainte locale sur la roche endommagée, censée remettre en contrainte, dans la direction longitudinale, l'anneau de roche endom-

magée. Le test consiste à mesurer la perméabilité globale de la zone ainsi traitée, pour la comparer à la perméabilité de l'argilite saine. Ces essais sont assez préliminaires, mais la décision de les conduire à Bure, malgré le peu de temps disponible, est fortement approuvée par la Commission, car cette décision marque bien la place centrale que l'Andra donne, à juste titre, au problème de l'EDZ et des scellements. Les essais conduits au Mont-Terri, soigneusement réalisés, apportent des premières informations et des éléments de savoir faire. L'accent a été mis sur la faisabilité technique ; mais il faut absolument procéder à une analyse théorique scientifique plus approfondie du problème (évaluation par exemple de l'endommagement « secondaire » créé par la saignée, et analyse de la chronologie des événements qui précéderont le gonflement de la saignée : resaturation - gonflement du serrement - dégradation du revêtement). Les résultats de ces expériences sont fondamentaux pour l'étude de la sûreté d'un stockage, et il est d'ores et déjà certain que de telles expériences, qui sont longues à réaliser, devront se poursuivre après 2006.

#### **4.4.3. Concepts de stockage**

##### **a) Architecture du stockage**

Le dessin général du stockage (« concept ») a évolué depuis le dossier 2001 Argile établi par l'Andra. Ces évolutions vont dans le sens d'un dessin plus simple et modulaire qui tient compte de l'épaisseur limitée de la formation. On a notamment renoncé aux ouvrages de grande extension verticale, dont la tenue mécanique à moyen terme soulevait quelques interrogations. Le dessin retenu, en arborescence depuis les puits d'accès, est favorable du point de vue du comportement à long terme, puisque le trajet d'une alvéole à un puits à travers les galeries est presque unique, ce qui permet de disposer en série les divers bouchons qui visent à pallier la faiblesse éventuelle constituée par la zone endommagée. Le choix d'une température modérée en paroi de colis est un autre point fort du concept.

Le stockage s'articulerait autour de trois systèmes :

- pour les déchets MAVL, des alvéoles de plus grande dimension que les galeries de circulation, dans lesquelles seraient gerbés les conteneurs parallélépipédiques normalisés en béton contenant les déchets, avec un très faible volume de vides résiduels, une fois l'alvéole remplie. La manuten-

tion se ferait de manière robotisée, avec interposition d'un sas d'étanchéité. Les galeries une fois remplies seraient scellées avec du béton et des serremments d'argile ;

- pour les colis de verre contenus dans des conteneurs en aciers non alliés, ils seraient stockés dans des forages horizontaux de gros diamètre, qui seraient équipés d'un tube guide métallique. Il est envisagé de mettre une barrière ouvragée bentonitique à l'intérieur de ces tubes guides, sous forme d'anneaux à l'intérieur desquels se trouveraient les conteneurs, mais cette option n'est pas l'option principale retenue aujourd'hui, car le rôle spécifique supplémentaire que pourrait jouer, pour les colis de déchets C, une barrière ouvragée argileuse au sein d'une roche argileuse n'est pas démontré. La mise en place des conteneurs dans ces forages, à la suite l'un de l'autre, se ferait par poussage, éventuellement avec lévitation par coussin d'air. Le scellement des puits se ferait par bouchon de bentonite et structure en béton. La densité des déchets serait fonction de la puissance thermique résiduelle des colis, ceux-ci pouvant être espacés par des objets métalliques de même forme que les conteneurs, mais ne contenant pas de déchets ;

- pour les conteneurs en acier de combustibles usés, le concept est identique au cas de conteneurs de verres, seules les dimensions et la densité des déchets changent, en fonction de leur puissance thermique au moment du stockage.

Pour l'ensemble de ces concepts, l'Andra a prévu de mettre en œuvre les moyens de la réversibilité (voir § 4.5), c'est-à-dire que les mêmes procédés utilisés pour la mise en place pourraient être utilisés pour l'extraction. Ceci demandera bien sûr à être testé en vraie grandeur, l'Andra a commencé dans cet esprit des tests en ateliers.

Les études d'ingénierie, notamment la définition des procédés d'excavation et les études scientifiques, inspirées par les préoccupations de sûreté, peuvent conduire à réviser ces concepts et doivent faire l'objet de plusieurs allers-retours. Ce processus sera de moins en moins facile, au fur et à mesure qu'on s'approchera de la perspective d'un début d'implantation industrielle. Il y a un risque, commun à tous les grands ouvrages, que l'ingénierie soit figée trop précocement et constitue une condition imposée pour les études ultérieures.

La Commission juge utile de souligner que, même s'ils ont déjà fait l'objet de sensibles améliorations et paraissent bien adaptés dans leurs grandes lignes aux caractéristiques de la formation hôte, les concepts de stockage doivent pouvoir encore évoluer. En effet, le choix final des concepts retenus demande encore de longues études de faisabilité, de robustesse, de coûts et d'évaluation de leur efficacité.

## **b) Matériaux utilisés dans le stockage**

Les matériaux utilisés dans le stockage (puits et galeries inclus) seront pour l'essentiel du béton et des aciers présents en grande quantité.

Les modules de déchets MAVL contiendraient essentiellement des bétons et peu d'acier. Les colis primaires de déchets vitrifiés HAVL en acier inoxydable seraient insérés dans des surconteneurs en acier non allié, le matériau de chemisage de l'alvéole est prévu également en acier de même nuance. Les colis de combustibles usés de type CU1 (combustibles usés REP, UOX et URE) et CU2 (combustibles usés REP, MOX) seront probablement livrés pour le stockage dans des étuis en acier inoxydable. Ils seraient placés dans un conteneur de stockage mono ou quadri assemblages composé d'une virole externe en acier non allié sans ou avec un insert interne en fonte. Le chemisage serait du même acier que celui du conteneur. La barrière ouvragée serait en bentonite. Le même dispositif que pour les colis des déchets vitrifiés HAVL est prévu pour les combustibles usés de type CU3 (combustibles de recherche CEA, sans URE, UOX ni MOX). Enfin, la fermeture hydraulique de chaque alvéole (des colis de déchets vitrifiés et des colis de combustibles usés) est envisagée au moyen d'un bouchon métallique, suivi d'un bouchon à base d'argilite gonflante et confiné mécaniquement par un massif en béton.

Une description plus détaillée des matériaux prévus dans les différents modules de stockage est donnée en annexe D.

## **c) Les bouchons et les serremments**

L'analyse de la création de l'EDZ met au centre des préoccupations l'éventuelle formation d'un court-circuit de la barrière géologique par les galeries et les puits. Il est donc logique de mettre en place des bouchons multiples, à l'entrée des alvéoles, dans les galeries et les puits. Le dessin en arborescence du stockage assure de ce point de vue la présence de



bouchons multiples entre une source de radioactivité et les puits. Les bouchons ne doivent pas pouvoir être contournés par des fluides qui emprunteraient les cheminements créés par l'EDZ. Dans le cadre du programme KEY, l'Andra cherche des solutions techniques qui minimisent l'endommagement, pour les mettre en œuvre au moins au voisinage des bouchons. De plus l'Andra envisage, comme nous l'avons dit, d'interrompre l'EDZ au moyen de saignées remplies d'argile gonflante.

Les serrements de puits jouent un rôle essentiel, puisqu'on peut penser que des écoulements éventuels hors du stockage s'y concentreraient. Dans les exercices préliminaires de sûreté, l'Andra a affecté aux serrements de puits une perméabilité de référence de l'ordre de  $10^{-19} \text{ m}^2$  ( $10^{-12} \text{ m/s}$ ). C'est une perméabilité très faible. Une telle performance n'est sans doute pas inaccessible, mais la démonstration qu'une telle valeur peut être obtenue dans un vrai puits exigera des efforts importants. L'Andra est associée à une intéressante expérimentation de serrement de galerie au Canada (TSX), dans le granite. S'il était décidé de poursuivre le programme d'investigation à Bure, et donc de creuser de nouveaux puits qui permettent de reconnaître l'implantation d'un futur stockage, préalable nécessaire à la décision de réaliser un stockage, l'étude de la construction des puits et de leur fermeture devrait être affectée d'une priorité élevée. Des erreurs de conception seraient, dans ce domaine, difficiles à corriger *a posteriori*. Il faut noter que les puits d'accès actuels au laboratoire souterrain de Bure n'ont pas été conçus pour être efficacement scellés lors de leur rebouchage.

#### **4.4.4. Fonctionnement prévu du stockage**

Nous décrivons ci-après les différents phénomènes mécaniques, physiques et chimiques qui vont se produire dans le stockage après la mise en place des colis et après sa fermeture.

##### **a) L'épisode thermique**

La production de chaleur, qui est variable en intensité et en durée suivant les déchets et décroît au cours du temps, engendre un échauffement des colis et de leur voisinage. Elle commence dès le dépôt des colis exothermiques, de sorte que ses effets sont déjà sensibles pendant l'exploitation. Le maximum de température à la paroi des colis est atteint après plusieurs dizaines d'années. On peut modifier ce

maximum en espaçant les colis sur une plus grande surface, en tirant partie de chemisages métalliques conducteurs pour répartir la chaleur et/ou en laissant refroidir les colis plus longtemps avant de les stocker. Le choix de l'Andra est de limiter cette température de paroi à une valeur sensiblement inférieure à  $100^\circ\text{C}$  en paroi de colis ( $90^\circ\text{C}$  dans la roche). Cette option paraît judicieuse, lorsqu'on examine les deux types d'effets provoqués par un accroissement de température.

D'une part, un tel accroissement modifie les propriétés des roches et matériaux et engendre ou accélère diverses évolutions physico-chimiques (transformations minéralogiques etc.). D'autre part, le massif et les matériaux échauffés se dilatent, engendrant des contraintes mécaniques additionnelles et un accroissement de la pression de l'eau porale, dont la dissipation est lente dans une roche peu perméable. Au voisinage des colis exothermiques se met en place une évolution complexe, dans l'espace et dans le temps, des contraintes et des pressions de pore ; il faut vérifier l'effet de ces évolutions sur les alvéoles, les bouchons, l'EDZ. On dispose pour décrire ces phénomènes thermo-hydro-mécaniques de base théoriques claires mais qui ont été mises au point pour des roches et des matériaux bien plus perméables que les argiles, et qui entretiennent avec l'eau des relations moins complexes. Des modélisations préliminaires ont été réalisées par l'Andra avec notamment l'université de Catalogne. De plus, l'Andra a réalisé au Mont Terri une première expérience visant à étudier ces phénomènes. Elle met en œuvre des techniques avancées et constitue une base précieuse pour des essais thermiques qui sont programmés dans le laboratoire souterrain de Bure.

L'Andra estime que l'apparition d'une thermoconvection à grande échelle (c'est-à-dire une mise en mouvement de l'eau des pores de l'argilite sous l'effet de la différence de densité entre eau chaude et eau froide) dans le massif n'est pas vraisemblable ; c'est un pronostic raisonnable, compte tenu de la très faible perméabilité de l'argilite. L'évacuation complète de la chaleur par la surface du sol exigera des temps très longs (dizaine de milliers d'années) mais avant cette époque, l'élévation de température, qui concernera alors un très grand volume, sera devenue très petite.

Si tous ces choix effectués par l'Andra apparaissent raisonnables, la durée d'entreposage des colis exo-

thermiques préalablement à leur stockage reste une variable d'ajustement pour choisir l'extension horizontale du stockage.

## **b) La resaturation**

La resaturation, qui aura donc lieu après la fermeture du stockage, après arrêt de la ventilation, s'effectuera en principe par les eaux du Callovo-Oxfordien, si les bouchons des puits ont les performances attendues (les eaux auraient tendance à s'écouler dans le puits vers le stockage pendant cette phase particulière). L'Andra indique que la durée de la resaturation, consécutive à la désaturation qui accompagne l'exploitation du stockage, est de plusieurs dizaines de siècles suivant les zones concernées. Dans l'explication de cette durée, le partage ne paraît pas toujours clair entre :

- (i) ce qui tient d'une part aux propriétés des roches (perméabilité faible dans le massif sain, forte dans l'EDZ, écoulement polyphasique eau-gaz, notamment dans la zone endommagée ; on pense que la zone désaturée coïncidera plus ou moins avec la zone endommagée) et à l'état des potentiels hydrauliques (faible pression dans les galeries, mais croissante si l'air piégé à la fermeture reste confiné ; succions importantes) ;
- (ii) ce qui tient d'autre part à la conception de l'ouvrage (capacité d'emménagement constituée par les vides laissés aux diverses échelles, jeux dans les alvéoles, remblais dans les galeries etc.).

La resaturation s'effectuera avec des vitesses inégales suivant les parties du stockage considérées. Il faudra vérifier, par le calcul, que ces contrastes, comme d'ailleurs les écarts horizontaux de température, ne facilitent pas les écoulements de fluide.

Pendant la resaturation, dans un scénario d'évolution normale, la radioactivité est en principe presque parfaitement confinée. En revanche, se mettent en place pendant cette période les conditions qui présideront aux évolutions ultérieures (production de l'essentiel de la chaleur dégagée par les déchets, dégradation, inégalement rapide, des matériaux introduits dans le stockage, production de gaz, convergence des parois, mise en charge des remblais, gonflement des bouchons d'argile). Une large incertitude affecte encore la chronologie respective et l'homogénéité dans l'espace de ces divers mécanismes.

L'Andra traite ce problème de manière en principe conservatrice, en ne tenant pas compte de la diminution de l'activité des radionucléides par décroissance radioactive pendant cette période, alors que cette diminution est substantielle. Cette approche est sans nul doute prudente et maximisante. Elle ne devrait pas dispenser ultérieurement d'une analyse plus fine. Notamment les amplitudes et cinétiques des phénomènes actifs pendant la phase transitoire doivent être soigneusement appréciées, car l'ordre dans lequel ces phénomènes surviennent n'est pas sans importance, par exemple pour le fonctionnement des bouchons et clés d'ancrage.

Sur le très long terme, la tendance générale, hormis le problème plus récemment étudié de la génération des gaz (voir ci-dessous), est au retour à un équilibre mécanique et thermique du stockage, à la fermeture des vides, au rétablissement d'un état de contraintes proche de l'état isotrope et d'une pression de l'eau proche de la distribution naturelle. Les bouchons d'argile gonflante seront saturés en eau.

## **c) La production de gaz**

La production de gaz, qui commence dès la mise en place des déchets et se prolonge pendant une très longue durée, est un phénomène que l'Andra n'a pris complètement en compte que récemment. Les conséquences mécaniques potentielles en sont importantes. Il s'agit essentiellement de la formation d'hydrogène par corrosion des aciers non alliés. La quantité produite dépend du nombre et de la nature des colis stockés. Dans le scénario avec stockage des combustibles usés, le plus pénalisant à cet égard, l'Andra a calculé un majorant de 700 millions de  $\text{Nm}^3$  : c'est l'ordre de grandeur du volume de gaz naturel dans un stockage tampon en aquifère de Gaz de France. Avec une hypothèse sévère sur la vitesse de corrosion, l'Andra estime que 40 % de ce gaz serait produit en 5 000 ans. Du gaz en surpression serait alors présent dans le stockage ; il affecterait la cinétique de la resaturation. A l'échelle d'une alvéole, la production de gaz peut perturber l'évolution nominale qui, sans la génération de gaz, pourrait vraisemblablement être décrite comme un retour progressif vers un état hydromécanique proche de l'état naturel. L'étude de l'EDZ, par exemple, peut en être considérablement compliquée. Les pressions de gaz pourraient se dissiper si le gaz migrerait efficacement hors des alvéoles ; mais, pour d'autres raisons, on souhaite que ces ouvrages soient très étanches, de sorte qu'il serait illogique de compter sur cet effet pour réduire

le problème. Après un certain temps, et donc à plus grande échelle, la présence d'une phase gazeuse sous pression dans une grande partie du stockage contrarie de même l'évolution générale et peut créer des situations assez complexes, du point de vue des distributions de contrainte et de pressions, dont tous les enjeux en matière de sûreté ne sont sans doute pas encore parfaitement mesurés (les scénarios d'intrusion humaine, incidemment, peuvent en être sérieusement compliqués). Comparant les diverses cinétiques, l'Andra estime que la dissolution de l'hydrogène dans l'eau des pores du Callovo-Oxfordien et sa diffusion hors de la couche préviendront une montée excessive de la pression dans le stockage. Ce sont évidemment des analyses qui devront être précisées et vérifiées par des expériences.

La Commission constate que l'Andra s'est attachée à poser correctement l'ensemble de ces problèmes, qui susciteront des recherches sur des sujets difficiles tels que les pressions d'entrée de gaz dans les pores de l'argilite, les écoulements multiphasiques gaz-eau, l'interaction de l'hydrogène avec les matériaux du stockage, la cinétique de diffusion. Ce sujet n'est pas encore parvenu à un niveau élevé de maturité, comme il est normal pour un thème relativement neuf ; il est trop tôt pour évaluer si le problème du gaz pourrait conduire à reconsidérer, par exemple, le volume et la nature des matériaux exogènes introduits dans le stockage, pour en limiter la production.

#### **d) La distribution des pressions dans le stockage**

La question des distributions de pression dans le stockage ne semble pas avoir fait encore l'objet d'études assez approfondies. L'existence de gradients de la pression des fluides dans le stockage et d'un écart de potentiel hydraulique entre le stockage et, par exemple, l'Oxfordien calcaire, concourent pourtant au même titre que les divers bouchons à l'intensité des circulations éventuelles. En l'absence de production de gaz, le stockage, même s'il est compartimenté du fait de serremments supposés efficaces, tendrait à être équipotentiel, puisque le massif, même s'il est très peu perméable, relie entre eux tous les compartiments. La production de gaz peut engendrer des répartitions plus compliquées, en particulier le passage de l'hydrogène au travers des bouchons est à étudier.

La tendance générale est au rétablissement de l'équilibre hydraulique avec le massif. Il faut néan-

moins examiner si des surpressions dans le stockage pourraient fournir un moteur hydraulique pérenne pour une circulation du stockage vers l'Oxfordien, à travers des puits supposés par hypothèse imparfaitement étanches. Les candidats possibles sont : le gradient géothermique artificiellement créé par les déchets exothermiques ; l'existence d'une surpression naturelle dans le Callovo-Oxfordien, qu'on tend à attribuer à des phénomènes osmotiques ; la réduction du volume des vides par fluage, écartée peut-être trop rapidement compte tenu de l'état des connaissances sur le fluage ; et l'existence d'une phase gazeuse. L'Andra a traité ce problème en prenant en compte par hypothèse un gradient hydraulique de 1 m/m (soit 10 kPa/m) dans les galeries de stockage, c'est-à-dire une valeur élevée. Il faudra toutefois montrer qu'il s'agit bien d'une valeur enveloppe ; la difficulté pourrait provenir de la production de gaz.

#### **e) Les perturbations dues aux interactions béton-eau-argile et fer-eau-argile**

Les interactions béton-eau-argile et fer-eau-argile sont les principales perturbations chimiques du champ proche, après celle due à la perturbation oxydante par suite de l'intrusion de l'air dans le stockage pendant la phase opérationnelle, ou celle due à la radiolyse par irradiation, ou encore à celle due aux produits de dégradation des colis de déchets (silice ou oxydes de fer). Il a été établi par l'Andra que les matériaux cimentaires, en se dégradant chimiquement (hydrolyse, carbonatation à l'air et sous eau, sulfatation) et mécaniquement (corrosion des armatures métalliques), augmentent considérablement le pH de l'eau libre de l'argilite, ce qui provoque des transformations sur des distances pluri-décimétriques à métriques des minéraux des argiles (tant bentonite des barrières ouvragées qu'argilite de la formation hôte) et en modifient les propriétés. La description des modifications donnée par l'Andra est précise et montre qu'elle sait simuler les effets du panache alcalin. Des formulations de ciments très résistants aux sulfates et donnant une eau équilibrée à un pH inférieur à 10,5 ont été mises au point. Leur utilisation permettrait une diminution de l'altération des argiles. La présence de fer au contact de la bentonite peut altérer localement certains minéraux des argiles, mais sans changer leurs propriétés globales. Ici aussi les études sur les modifications minéralogiques des silico-aluminates des argiles par incorporation de fer permettent une description précise des phénomènes.

L'Andra a étendu toutes ces observations aux argilites. Les perturbations compliquées des systèmes béton-eau-argile et fer-eau-argile apparaissent ainsi correctement décrites et simulées.

#### f) Questions restantes

Un certain nombre de problèmes doivent encore faire l'objet d'études ce qui est normal au stade actuel des recherches. Mais, si le principe d'un stockage est effectivement décidé, les points suivants devront être examinés soit à propos des matériaux soit à propos de phénomènes liés à la roche :

- La durabilité du béton étant de l'ordre séculaire, il serait très important d'améliorer sa formulation afin de prolonger ses capacités de rétention. Des travaux ont déjà été lancés dans ce sens, notamment sur une variante de formulation pour les colis de déchets B5 (colis de déchets de structure compactés), pour laquelle les performances attendues sont définies. Les conditions du stockage en phase d'exploitation (de l'ordre du siècle également) seront fortement influencées en particulier par la ventilation, ce qui pourrait jouer sur la dégradation du béton. A cet égard, l'Andra a lancé en avril une expertise sur ce sujet par un organisme spécialisé.

- La composition des barrières ouvragées, n'est pas encore totalement définie : la bentonite de type MX 80 du Wyoming est envisagée associée à du sable, par exemple, mais dans des proportions non encore établies. De même, la composition des remblais n'est pas encore vraiment définie même s'il est envisagé d'utiliser une partie des verses d'argilites callovo-oxfordiennes. L'Andra pense remonter et entreposer en surface les argilites destinées à cet emploi. Ces verses subiront des altérations dues à leur exposition à l'air dont il conviendra d'analyser l'influence. Il est possible par exemple que l'équilibre géochimique entre ces verses et la roche hôte d'origine soit rompu. De plus, ces remblais pourraient contenir d'autres matériaux que ces verses, matériaux qui ne sont pas encore clairement choisis. La spécification des remblais courants des galeries et des remblais d'appui est encore très générale et uniquement basée sur le besoin de soutenir des pressions respectivement de 10 MPa et 20 MPa après resaturation.

Ces deux incertitudes (composition des barrières ouvragées et des remblais) sont de grande importance notamment pour parer aux problèmes de résistance mécanique à moyen et long terme et aux

problèmes de migration éventuelle à long terme des éléments dissous ou gazeux.

- Selon l'Andra, l'influence à terme de la corrosion de l'acier des chemisages, de l'acier dans le treillis de soutènement et le revêtement des alvéoles intégré au béton projeté sera *a priori* très faible, mais il serait intéressant de faire des études pour s'en assurer. Il est généralement proposé par l'Andra d'éviter ou de limiter au maximum l'utilisation de boulons (dans les modules, dans les galeries, dans les puits, au droit des scellements) pour soutenir la roche : c'est un principe souhaitable mais dont la faisabilité technique n'est pas prouvée.

Ces incertitudes pèsent sur les problèmes de corrosion des composants métalliques, sur leur influence sur la teneur des eaux de resaturation et sur la libération de gaz de corrosion à l'issue de la phase d'exploitation.

En ce qui concerne les phénomènes, il reste à préciser les points suivants :

- Pour les modules de déchets MAVL, le revêtement de l'alvéole va être progressivement chargé par la poussée de la roche. Si l'épaisseur du revêtement permet, comme l'indique l'Andra, de maintenir la stabilité géotechnique de l'alvéole sur les premiers siècles, la poussée des argilites va augmenter au fur et à mesure de la resaturation et l'intégrité du revêtement ne se maintiendra probablement pas sur un millénaire : l'impact de ce phénomène à long terme n'est semble-t-il, pas clairement explicité.

Certains colis de déchets B vont induire une production de gaz de radiolyse et/ou de chaleur (colis de type B1, B2, B5.1 et B5.2 principalement). La ventilation à l'intérieur des alvéoles dédiées à ces déchets permet d'évacuer les gaz et de réduire la production de chaleur, mais son arrêt va entraîner une concentration de gaz qui ne sera pas sans effets, notamment en raison de leur mise en pression. L'Andra envisage de prolonger la ventilation de ces alvéoles sur plusieurs siècles, mais cela sera-t-il vraiment possible ?

L'arrêt de la ventilation va aussi enclencher le processus de resaturation, certes lent, mais dont les conséquences à l'échelle millénaire, notamment sur la corrosion et la production de gaz par les conteneurs, les alvéoles, les galeries d'accès, restent encore assez hypothétiques. Il en est de même sur l'évolution et l'impact du gonflement de l'argile provoqués par la resaturation.

- Pour les modules de colis de déchets vitrifiés et de combustibles usés, le dégagement thermique engendré par les colis va affecter aussi bien l'alvéole et le module que les galeries d'accès et la roche notamment par déformations dues à la dilatation. La pression de la roche sur le chemisage après fermeture de l'alvéole, par exemple, va augmenter et induire des contraintes mécaniques sur ce chemisage. La resaturation dans les différentes alvéoles scellées, qu'elles aient ou non une barrière ouvragée, va induire un gonflement des argiles qui exerceront une pression mécanique sur les matériaux (roche, bouchons métalliques, chemisage, massif d'appui) et des déformations dont l'impact n'est pas vraiment explicité sur le long terme.

L'impact de l'évolution de la corrosion des composants métalliques et de la production de gaz au sein des modules de colis déchets HAVL et CU est considéré par l'Andra comme limité du fait des faibles épaisseurs corrodées et de la capacité de sorption des argilites ; mais la Commission n'a pas eu connaissance à ce jour des calculs qui permettent cette affirmation.

Enfin, l'ensemble des étapes de la vie du stockage et les évolutions phénoménologiques seraient suivis par des équipements et des dispositifs d'observation et d'inspection à distance mis en place au moment de la construction. La pérennité de ces dispositifs sur plusieurs centaines d'années n'est pas assurée et les évolutions techniques qui auront lieu dans les décennies et les siècles à venir permettront certainement de disposer d'outils beaucoup plus performants que ceux mis en place. Une incertitude forte pèse sur la durabilité de ces outils et par conséquent sur les observations *in situ*. La faisabilité technique de leur remplacement au cours du temps n'est pas abordée.

#### **4.4.5. Simulation numérique**

Les échelles de temps font que la simulation sur ordinateur est essentielle pour la validation des performances en terme d'impact radiologique d'un site de stockage. Pour le site de Meuse/Haute-Marne, celle-ci fait l'objet du « dossier Argile 2005 » que l'Andra a présenté oralement à la commission partiellement le 11 Mai. La méthodologie et les résultats paraissent excellents dans l'ensemble, même s'il reste plusieurs points discutables. Dans l'attente du document de synthèse de l'Andra, l'analyse sera nécessairement sommaire.

La modélisation des phénomènes physiques et chimiques, à toutes les échelles de temps et d'espace, est le complément indispensable des études expérimentales et d'une analyse approfondie des phénomènes ; c'est une démarche naturelle pour comprendre un processus qui consiste à trouver un système d'équations mathématiques qui l'explique ou au moins le reproduise (modèle phénoménologique). La simulation sur ordinateur ne peut intervenir qu'une fois la modélisation faite.

La modélisation du stockage des déchets en formation géologique profonde recourt à de nombreux modèles, depuis l'évolution des colis de déchets jusqu'au comportement des radionucléides dans la biosphère, qui sont combinés et mis en œuvre avec des techniques de calcul intensif, éventuellement grâce à un découpage et un enchaînement de modules adaptés aux échelles des sous-systèmes correspondants aux phénomènes dominants. Ainsi pour les sites de stockage distingue-t-on trois modules, l'un pour les termes sources, les deux autres pour le champ proche et le champ lointain. La qualité de la modélisation et de la simulation dépend de très nombreux facteurs : connaissance du milieu géologique, du comportement des radionucléides dans ce milieu etc., mais aussi, compréhension des échelles de temps et d'espace pour l'identification des phénomènes dominants.

La modélisation destinée à la validation d'un site de stockage n'est pas achevée à ce stade. Ainsi, par exemple, le comportement des déchets et du combustible usé est tributaire d'une connaissance approfondie de leur altération, qui dépend en particulier des conditions d'environnement. De gros efforts ont été consentis pour que cette modélisation réponde aux besoins de la simulation du stockage mais pour autant, les investigations phénoménologiques sont loin d'être parvenues à leur terme, en particulier pour les problèmes argile/eau.

La qualité de la modélisation est aussi inégale. La Commission note spécialement l'effort entrepris depuis peu pour modéliser l'influence des gaz résultant de la corrosion des matériaux métalliques : cet effort devra être poursuivi. La prise en compte des effets thermo-hydro-mécanique devra aussi être continûment améliorée, à mesure que les résultats expérimentaux acquis en laboratoire souterrain seront collectés. On a aussi cité plus haut le fluage et l'EDZ.

La modélisation en vue de la simulation peut être différente de la modélisation hors de ce contexte numérique, surtout si la complexité du système dépasse les possibilités de la simulation. Pour l'analyse de sûreté, la modélisation a été réalisée par l'Andra à la suite d'une étude phénoménologique contenant un inventaire de tous les mécanismes avec leur classement par ordre d'importance. Même si cette étude paraît bien faite, rappelons qu'elle est nécessairement un compromis entre ce qu'il est souhaitable de retenir et ce qui est calculable compte tenu des connaissances et des outils numériques disponibles. Ainsi, la modélisation devrait être THMC - multiphase, mais les coûts de calcul et la disponibilité des logiciels ne le permettent pas. Enfin on ne sera jamais sûr d'être exhaustif. Il faut donc avoir une modélisation souple, adaptative, et validée ultérieurement par des études de sensibilités et des retours sur expériences *in situ*.

La modélisation telle qu'elle a été présentée le 11 Mai à la Commission paraît satisfaisante. Toutefois il ne semble pas que soit pris en compte en toute généralité la variabilité de la saturation du milieu, les effets thermiques sur le site et les effets de l'hydrogène généré *in situ*. Les modules de géochimie disponibles dans les codes de calcul, n'ont pas, pour l'instant, été utilisés systématiquement. Enfin l'EDZ est traité assez simplement en surestimant les paramètres géologiques dans cette zone. Compte tenu de son importance, une modélisation plus fine (double porosité par exemple) devrait être conduite.

La simulation pour un stockage souterrain nécessite des moyens de calcul intensif. Les techniques numériques sont, certes, disponibles, mais, compte tenu des objectifs visés, simulation sur des temps très longs, phénomènes se produisant dans un espace réduit ou, au contraire, dans de grands volumes de roche..., la masse des calculs peut être considérable et soulève des difficultés de gestion certaines, dès lors que des calculs tridimensionnels sont nécessaires ou lorsque des calculs tenant compte de nombreux équilibres chimiques sont entrepris. Enfin les temps de calcul deviennent rapidement rédhibitoires et nécessitent des machines parallèles.

L'Andra dispose de la plateforme Alliances, développée conjointement avec le CEA, pour enchaîner les codes de calculs, pour visualiser les résultats, etc., dans un cadre numérique convivial. Elle dispose de trois modules de simulation qui sont au

faîte des techniques numériques connues. Les analyses de convergence (augmentation du nombre de points dans le maillage par exemple) indiquent que les calculs présentés sont crédibles. Toutefois la décomposition numérique en sous-systèmes (termes sources, champs proche, champs lointain etc.) devra aussi être analysée plus en détail ultérieurement, au fur et à mesure des progrès scientifiques sur les couplages/découplages des calculs multi-échelles.

Les premières simulations complètes réalisées par l'Andra pour le dossier « Argile 2005 » marquent une première étape d'un effort de longue haleine. Les résultats de la simulation pour le scénario d'évolution normale montrent que les radionucléides sont effectivement bien retenus par le Callovo-Oxfordien pendant plusieurs centaines de milliers d'années. La méthodologie et les résultats ont paru crédibles à la Commission, à première vue, même si la présence d'hydrogène sous pression pendant les premiers 5 000 ans mérite clairement un complément d'étude avec une modélisation multiphasique en milieu non saturé.

L'Andra distingue quatre scénarios altérés. Les deux premiers (défaut de colis ou de scellement) provoqueraient une migration d'une partie des radionucléides dans la roche jusqu'à 10.000 ans plus tôt que dans le scénario d'évolution normale. Mais ces durées sont courtes par rapport aux temps de séjour dans le Callovo-Oxfordien, ce qui explique pourquoi les effets sur les sorties de radionucléides dans les encaissants restent faibles.

Les deux autres scénarios altérés dont le scénario « fortement dégradé » sont plus problématiques. Le forage d'un puits jusqu'à traverser une galerie et/ou un colis provoquerait une remontée d'une faible quantité d'hydrogène si les scellements sont intacts. La Commission considère que ces problèmes doivent être sérieusement approfondis par rapport à la présentation orale qui en a été faite.

Grâce à la possibilité d'utiliser indifféremment des codes de calcul d'origine différente, la validation du calcul paraît crédible et les outils numériques fiables. Les problèmes ne peuvent donc porter que sur le choix des déroulements des phénomènes, des modélisations des mécanismes qu'ils entraînent, des simplifications faites et du choix des paramètres associés. Cet examen sera effectué, si nécessaire, au vu du document de synthèse.

## 4.5. RÉVERSIBILITÉ DU STOCKAGE

La notion de réversibilité d'un stockage profond de déchets radioactifs est directement liée au principe de précaution, c'est une nécessité de prudence par rapport à l'avenir, c'est également une preuve de modestie vis-à-vis des connaissances scientifiques et techniques d'aujourd'hui et c'est surtout un droit pour les générations futures d'avoir des possibilités de choix en fonction de l'avancement des technologies (dont la valorisation future possible des colis considérés aujourd'hui comme déchets non exploitables) ou en fonction de l'environnement sociétal, sans pour autant laisser à ces générations un fardeau sans solution ni outil de gestion. Ce contexte d'ouverture, de choix futurs possibles, impose cependant une pérennité de l'action de l'homme avec, au minimum, des activités de surveillance et de maintenance et un cadre institutionnel respecté sur le long terme. Il laisse aux prochaines générations la décision de la fermeture du stockage et des opérations afférentes.

L'approche de l'Andra repose sur l'enchaînement des phases de la vie d'un stockage et apporte des propositions de flexibilité, de choix d'avancement ou de retour en arrière en fonction de l'observation, de la surveillance du stockage ; ces étapes clés correspondent à des jalons décisionnels au moment du passage éventuel d'une phase à une autre. Le principe de la réversibilité d'un stockage profond est donc considéré par l'Andra comme un problème d'ingénierie et de décision politique ; la Commission reconnaît la pertinence de cette vision, tout en insistant néanmoins sur la nécessité de prévoir les conséquences sur le milieu géologique de l'ouverture prolongée des puits et galeries d'accès, sur l'incertitude de la longévité séculaire de certains composants matériaux et sur l'influence de la génération de gaz pendant cette période. Les inconnues sociétales sur la permanence des compétences nécessaires invitent aussi à ne pas prolonger inconsidérément la non fermeture des ouvrages. Ces restrictions conduisent à préférer limiter la durée de la phase de réversibilité organisée, par exemple à une centaine d'années, après quoi les ouvrages devraient être rebouchés de la meilleure façon possible. Il resterait cependant toujours concevable, au moyen d'une ingénierie particulière à développer, de venir reprendre les déchets stockés, même après un temps très long, mais probablement au prix de difficultés qui ne feront que croître avec le temps. Cette opération ne serait toutefois guère plus complexe que

l'extraction robotisée de minerais à haute teneur en uranium, comme par exemple dans le gisement de Cigar Lake au Canada.

Les études d'ingénierie de l'Andra sont basées sur des concepts simples et robustes et relativement maîtrisables au cours du temps, sur quelques centaines d'années au moins et toujours en regard de la pérennité scientifique et sociétale. L'architecture du stockage est prévue modulaire, ce qui permet une gestion souple et ouvre des possibilités d'évolution dans la conception des modules encore à construire. Les conteneurs en bétons pour les colis de déchets MAVL et les surconteneurs en aciers pour les colis de déchets vitrifiés prévus permettront d'empêcher la dissémination des matières radioactives sur plusieurs siècles au moins, durant la période où ils sont les plus dangereux. Les dispositifs de manutention étudiés pour insérer ces conteneurs dans les alvéoles de stockage sont entièrement automatisés et sécurisés et permettraient autant leur mise en place que leur retrait éventuel. Néanmoins, les dispositifs mis en place au cours du XXI<sup>ème</sup> siècle seront inévitablement obsolètes avant la fin du siècle et la question de leur remplacement par des dispositifs nouveaux compatibles avec l'architecture existante se posera nécessairement.

Si la première phase de la vie du stockage (mise en place des conteneurs de colis de déchets dans les alvéoles) peut être assimilée à un entreposage, les phases suivantes, qui impliquent le remplissage et les scellements des galeries de stockage, voir ensuite des galeries de liaison elles-mêmes, devraient techniquement être aussi réversibles mais avec des moyens plus lourds qui ont été d'ores et déjà étudiés. On pourrait également utiliser les techniques minières actuelles ou perfectionnées, si ces techniques restent disponibles à cette échéance.

Pour permettre d'aider à la gestion de la réversibilité et à la sécurité du stockage profond, l'Andra propose de mettre en place, au sein des différents compartiments du stockage, des outils d'observations et de surveillance à distance, des capteurs reliés à la surface, qui donneront les informations nécessaires sur l'évolution des éléments du stockage en vue de la maintenance, qui apporteront un retour d'expérience sur l'architecture des premiers modules afin, si besoin, de modifier la conception des suivants et permettront de préserver les possibilités de choix aux générations futures en fonction de données

accumulées sur la durée. Si la Commission approuve ces propositions, il reste cependant que la pérennité de ces dispositifs et capteurs sur un siècle voire au-delà n'est pas aujourd'hui assurée et que leur remplacement risque d'être problématique (ils seraient installés au moment de la construction). L'étude de cette question mérite d'être poursuivie.

La Commission recommande que les questions touchant à la forme et à la durée de la réversibilité fassent l'objet d'une analyse des avantages pour une reprise aisée des colis et des inconvénients sur la sûreté à long terme. Il est nécessaire de décrire très précisément et en termes pratiques les implications de ces options, comme la surveillance, le remblayage ou le maintien en état d'ouverture de certaines galeries et des puits, la ventilation, etc.

#### **4.6. GRANITE**

Le Gouvernement a demandé à l'Andra d'étudier les possibilités du granite comme roche hôte à partir des travaux faits à l'étranger. L'Andra a alors intensifié ses collaborations avec des pays travaillant sur le milieu granitique, notamment la Suède et le Canada, afin de poursuivre des études génériques sur le granite. Cette approche permet d'accroître les connaissances sur le comportement des radionucléides et sur la conception des ouvrages dans ce type de roche.

Dès son rapport n° 7, la Commission avait reconnu l'intérêt scientifique de cette stratégie mais elle avait souligné que les connaissances ainsi acquises ne seraient pas directement transposables au cas français, parce que le contexte géologique régional joue un rôle déterminant sur les propriétés des granites.

En décembre 2002, l'Andra a publié le « Dossier 2002 Granite » qui faisait le point sur les connaissances qu'elle avait acquises sur le granite. Ce dossier a été analysé dans le détail par la Commission dans son rapport n° 9. Le rapport de l'Andra présente une synthèse approfondie des connaissances disponibles et essaie de tirer des enseignements sur la faisabilité, en France, de la construction d'un site de stockage de déchets de haute activité et à vie longue. Dans ce contexte, l'Andra a étudié des concepts de stockage et a tiré des enseignements en vue d'une analyse de sûreté qui serait à faire dans le cas où un site potentiel de stockage aurait été trouvé. Ces travaux ont permis de définir les orientations que l'Andra a décidées de suivre à partir de 2003

pour compléter ses recherches et présenter un rapport sur le granite en 2005, rapport que la Commission n'a pas à ce jour et ne peut donc évaluer.

La modélisation/simulation pour la sûreté d'un site granitique demande de développer des techniques numériques assez différentes de celles pour l'argile et la prise en compte d'un réseau de fissures ou fractures aléatoires est un problème difficile.

La Commission souligne que l'histoire géologique des granites français est fort différente de celle des granites des boucliers canadiens ou scandinaves. En France, les massifs granitiques qui sont de petite taille ont connu l'influence de trois orogénèses successives, hercynienne, alpine et pyrénéenne, qui les ont fracturés. Ce n'est que par l'étude d'un laboratoire souterrain construit au sein d'un massif granitique que celui-ci pourrait être caractérisé. Il n'est donc pas possible à ce jour de conclure à la faisabilité d'un stockage dans un granite français et il faut être conscient que la probabilité de trouver un site granitique en France assurant un bon confinement des radionucléides est beaucoup plus faible qu'en Scandinavie ou au Canada.

Notons par ailleurs que la Commission a déjà souligné dans ses rapports précédents qu'il existe en France d'autres formations géologiques que le granite qui pourraient, si nécessaire, être étudiées.

#### **4.7. RECHERCHES COMPLÉMENTAIRES**

Si les pouvoirs publics retiennent le principe du stockage géologique et décident de poursuivre après 2006 les investigations à Bure en vue de la qualification d'un site pour y construire un éventuel stockage, il y a lieu de s'interroger sur la nature des travaux complémentaires à mener, et sur un ordre de grandeur de la durée du temps nécessaire pour la mener à bien. Pour l'instant, l'Andra n'a donné aucune indication sur ces travaux.

Ni le principe de la poursuite des investigations à Bure et sur la zone de transposition ni le calendrier de ces investigations ne relèvent évidemment de la responsabilité de la Commission. Les décisions correspondantes présentent des dimensions politiques et administratives qui relèvent des seules autorités concernées. Dans ce contexte, la Commission peut toutefois tirer de son expérience portant sur dix ans d'évaluation des travaux de l'Andra et de l'observation de travaux similaires conduits à l'étranger des



éléments permettant de préciser quelques grandes lignes d'action et de fournir, à titre indicatif, le temps nécessaires pour les conduire ; sachant que ces durées sont fonction des contextes géologiques et industriels.

Sur le plan scientifique et technique, la Commission souhaite distinguer ici deux actions, celle de l'expérimentation dans le Laboratoire souterrain existant, qui vise à poursuivre la qualification de la formation hôte et celle de la recherche et de la caractérisation complète d'un éventuel site de stockage, d'une superficie de 10 à 20 km<sup>2</sup> environ, au sein d'une grande zone de 200 km<sup>2</sup> que l'Andra désigne par « la zone de transposition » car les propriétés de la formation hôte y seraient similaires à celles étudiées dans le laboratoire. Ces deux actions sont distinctes, mais peuvent être menées soit l'une après l'autre, soit en parallèle, suivant la durée de temps allouée au projet. Il semblerait de plus souhaitable de maintenir sur le site la dynamique de recherche efficace que l'Andra a su développer depuis quelques années et également de concevoir les travaux dans un cadre de coopération européenne ou internationale.

#### **4.7.1. Expériences en laboratoire souterrain**

Les expériences à mener en laboratoire souterrain ont trois buts essentiels, l'un de caractériser la roche hôte et ses propriétés de confinement, l'autre d'étudier les perturbations engendrées par le stockage, et l'ingénierie à mettre en oeuvre pour minimiser les perturbations délétères, et enfin le troisième d'optimiser la conception et la construction du dépôt, en testant certains concepts ou équipements de construction ou de manutention *in situ*.

Ces expériences qui peuvent toutes être menées en parallèle dans différentes zones du laboratoire souterrain ont déjà été citées :

- La principale porte sur la migration des radionucléides dans l'argilite, prenant en compte la diffusion, les réactions géochimiques de rétention avec la roche, les gradients d'activité de l'eau et éventuellement les processus thermodynamiques couplés ; compte tenu de la cinétique de ces migrations, ces expériences nécessitent au minimum 5 ans.
- L'étude du comportement hydro-thermo-mécanique de la roche nécessite de réaliser des suivis

longs du comportement des galeries soumises à la désaturation et au fluage mécanique et une expérience de chauffage *in situ* avec une montée progressive en température de la roche aux environs de la valeur nominale de 90 °C retenue par l'Andra, puis un retour à l'équilibre. Ces expériences nécessitent de l'ordre de 5 à 10 ans.

- Le suivi de l'évolution de l'EDZ et de son éventuelle cicatrisation par fluage sous l'effet des contraintes mécaniques, de la resaturation, de l'échauffement, etc., associé aux essais d'interruption de l'EDZ par les techniques de constructions de saignées ou autres méthodes d'interruption sera long ; ces études demanderont certainement plus de 10 ans.
- L'étude des perturbations géochimiques apportées par le béton et les composantes métalliques, y compris les vitesses de corrosion, demandent également des observations sur des temps longs.
- L'étude du comportement des gaz dans le milieu est encore dans une phase préliminaire d'étude, il est difficile de préciser ici la nature et la durée des expériences qui devraient être menées.
- Du point de vue de l'ingénierie, la conception des ouvrages, le choix des méthodes de creusement, de soutènement, de manutention (en tenant compte de la réversibilité), devraient aller jusqu'à la construction d'alvéoles de test en vraie grandeur pour chacune des catégories de déchets, dans lesquelles les équipements et procédures seraient testés. Il s'agit d'un problème crucial dont dépendra le succès des opérations de construction et d'exploitation d'un stockage souterrain.
- Les méthodes de construction des bouchons et scellements des galeries et des puits sont d'une importance considérable et devraient faire l'objet de tests en vraie grandeur ; au Canada, le test de scellement « TSX » s'est déroulé sur une période d'une dizaine d'années.

Par ailleurs, l'objectif global est de parvenir à une compréhension correcte des phénomènes qui conduisent à une capacité de prédiction suffisante pour l'analyse de sûreté. Un tel objectif ne sera pas nécessairement atteint pour certaines expériences dès la première, qui devra alors être prolongée ou recommencée.

Une meilleure précision sur les paramètres caractérisant le milieu devrait ainsi être obtenue permettant d'améliorer en continu les calculs d'impact. Il est donc important de perfectionner simultanément, et

tout au long de cette phase de recherche, l'outil logiciel Alliances, de l'enrichir de modèles plus précis, et de lui permettre d'utiliser toutes les ressources informatiques disponibles (calcul parallèle par exemple).

#### **4.7.2. Caractérisation complète d'un éventuel site de stockage**

Si les tests et expériences menés en laboratoire souterrain conduisent à confirmer les caractéristiques favorables de la formation hôte, et si les pouvoirs publics en décident ainsi, il sera nécessaire de procéder au choix précis de la zone où serait construit un centre de stockage, dans la zone de transposition. En effet, le laboratoire devra rester bien distinct d'un éventuel stockage. Les tests décrits brièvement ci-dessus auront permis de caractériser la formation hôte à l'échelle de la taille du laboratoire, c'est-à-dire environ quelques hectares, il restera à confirmer que ces propriétés se conservent sur la zone de transposition (200 km<sup>2</sup>) pour y choisir ensuite une zone de stockage potentiel (10 à 20 km<sup>2</sup> environ). Ceci demandera tout d'abord une large campagne de géophysique 3D, suivie de forages de reconnaissance depuis la surface, puis enfin le fonçage de nouveaux puits ou descenderies d'accès à la couche, dimensionnés pour pouvoir servir d'ouvrages d'exploitation en cas de succès, et enfin le creusement de plusieurs kilomètres de galeries de reconnaissance pour s'assurer de l'absence d'anomalies dans la formation. A ces travaux au fond s'ajoutent des travaux de reconnaissance plus détaillés, par forages et essais, des formations aquifères encaissantes sur la zone de transposition, avec en particulier une meilleure contrainte sur les vitesses réelles des eaux entre le site choisi et les exutoires.

Il faut donc concevoir ces travaux de caractérisation comme un deuxième chantier, indépendant du premier, dont la durée de conception, de réalisation et d'exploitation serait de l'ordre de la décennie.

Comme on l'a vu dans le § 4.4.5, les simplifications actuelles concernant la saturation, les effets de la température sur la roche et la géochimie consistent une première approche. Il conviendrait d'avoir un logiciel capable d'intégrer tous ces effets.

#### **4.7.3. Agencement des deux actions**

Il n'y a pas d'argument scientifique décisif pour dire si ces deux actions distinctes peuvent être

menées en parallèle, ou se succéder dans le temps, totalement ou partiellement. A Mol en Belgique, par exemple, la construction et l'exploitation du Laboratoire souterrain a précédé toute reconnaissance effective d'un site potentiel ; à Yucca Mountain, aux USA, le choix du site par le législateur a précédé la reconnaissance exhaustive de son emprise préalablement à la construction et à l'exploitation du laboratoire souterrain.

Sans vouloir anticiper sur une décision qui relève des pouvoirs publics ayant de multiples conséquences sociétales et économiques, la Commission est d'avis qu'un tel ensemble de travaux s'étalant dans la durée doit pouvoir se concevoir en un certain nombre de phases plus courtes, s'enchaînant l'une après l'autre, mais ponctuées par des rendez-vous avec des échéances précises où les résultats obtenus seraient présentés aux pouvoirs publics et devraient être validés par eux avant que ne soit abordée la phase suivante. A chaque étape, les moyens nécessaires pour mener les travaux à bien devraient être rendus disponibles en temps utile, les délais tant administratifs que techniques être tenus, et les résultats obtenus, à toutes les étapes, évalués et jugés favorables pour que puisse être lancé dans les délais fixés la phase ultérieure.

### **4.8. CONCLUSION**

Depuis la présentation du Dossier 2001 Argile, les travaux réalisés par l'Andra ont conduit à des progrès très significatifs dans la compréhension des propriétés de l'argilite du Callovo-Oxfordien et de la structure géologique à l'emplacement du site du laboratoire et, plus largement, à l'échelle du secteur. Outre les investigations géophysiques, 27 forages ont été réalisés sur le site et autour du site de Bure. Ils ont permis d'améliorer le modèle géologique et hydrogéologique du secteur et de récupérer 4,2 km de carottes de roche dont 2,3 km dans le Callovo-Oxfordien. Ces échantillons ont été à l'origine de nombreux travaux de laboratoire faisant intervenir, outre les contractants de l'Andra, une large fraction de la communauté scientifique française et européenne. Les chercheurs impliqués ont mis en œuvre les techniques les plus modernes, notamment pour l'analyse géochimique des eaux porales du Dogger, de l'Oxfordien calcaire et des argilites du Callovo-Oxfordien. Pour le Callovo-Oxfordien, l'ensemble des résultats témoigne du long temps de résidence des eaux porales, de la faible perméabilité de la roche, d'une remarquable régularité stratigraphique

et minéralogique, ainsi que d'une absence de fractures conductrices. A l'échelle de la zone de transposition d'environ 200 km<sup>2</sup> étudiée par l'Andra, les travaux effectués permettent de proposer un modèle géologique sur lequel les propriétés de l'argilite, étudiées de manière approfondie au niveau du site, pourraient être transposées. La continuité et l'homogénéité des couches géologiques sont bonnes, les gradients hydrauliques entre les aquifères ont été confirmés comme faibles et aucune faille conductrice n'a été identifiée au cours des reconnaissances par sismique ou par forage.

Le creusement de la galerie à 445 m (la niche) a permis de lancer une série d'observations et d'acquisitions de données sur la caractérisation de l'EDZ au droit de zones potentielles de scellement d'un puits et sur le comportement différé du massif suite au creusement du puits. Cependant l'analyse de l'endommagement et du comportement mécanique des argilites dans les conditions mêmes du laboratoire et d'un site de stockage devront être approfondies. Les recherches menées dans la niche permettront également de compléter les mesures de perméabilité et de pression et de mettre en place les expériences de diffusion et de prélèvement pour l'analyse des eaux et des gaz. Le programme expérimental prévu dans la galerie creusée à 490 m, dans la couche hôte du Callovo-Oxfordien, devrait pouvoir être mené conformément au calendrier prévisionnel de l'Andra.

La simulation est une nécessité pour étudier le comportement d'un stockage à l'échelle des millénaires et en particulier la migration des radionucléides. Les recherches conduites depuis quelques années à l'Andra dans ce domaine ont abouti à un programme de simulation d'un bon niveau dont les résultats seront présentés dans le dossier « Argile 2005 ».

Si, à ce jour, aucun élément rédhitoire à l'implantation d'un site de stockage n'a été mis en évidence, de nombreuses recherches restent encore nécessaires pour qualifier le secteur de Bure. Des résultats préliminaires pourront être acquis d'ici 2006 pour les expériences lancées dans les galeries, mais ceux-ci devront être confirmés et précisés dans la durée. Les expérimentations *in situ* mises en place en 2005 dans le laboratoire souterrain, l'analyse dans le temps du comportement mécanique et thermique de la roche et de l'EDZ, l'étude du devenir des gaz générés par le stockage et leur impact sur la migration des radionucléides nécessitent plusieurs années

d'un suivi continu. Néanmoins en décembre 2005, l'Andra devrait pouvoir présenter des éléments scientifiques suffisants pour que le législateur puisse porter un jugement fondé quant à la poursuite de travaux de grande ampleur.

Ni le principe de la poursuite des investigations à Bure et dans la zone de transposition ni le calendrier de ces investigations ne relèvent évidemment de la responsabilité de la Commission. Les décisions correspondantes présentent des dimensions politiques et administratives qui relèvent des seules autorités concernées. Dans ce contexte, la Commission peut toutefois tirer de son expérience des éléments permettant de préciser quelques données scientifiques susceptibles de contribuer à éclairer les décideurs sur les diverses stratégies pouvant être mises en œuvre dans le cas où la poursuite des recherches à Bure serait décidée par le législateur.

Dans toute reconnaissance en milieu souterrain, de mauvaises surprises ne peuvent être totalement exclues. Le laboratoire devant rester bien distinct d'un éventuel stockage, il sera donc indispensable de compléter les recherches menées dans le laboratoire souterrain par des études géologiques approfondies au sein même du site envisagé pour un stockage.

Un projet de cette ampleur devrait donc être mené par étapes, avec une succession de rendez-vous précis permettant de faire le point des acquis, d'évaluer les incertitudes qui demeurent et de définir la stratégie de recherche et d'exploration de la phase suivante si la décision est prise de poursuivre. Le rendez-vous de 2006 pourrait ainsi constituer le premier d'une série conduisant, si les résultats restent favorables, vers la mise en œuvre possible d'un stockage dans plusieurs décennies.

Il est vraisemblable qu'à ce stade, on aura acquis une estimation raisonnablement précise des paramètres importants utilisés dans les analyses de sûreté. Cependant, compte tenu de l'expérience acquise dans les laboratoires étrangers, une seconde étape sera nécessaire pour obtenir une connaissance plus approfondie des paramètres hydrauliques, thermiques, mécaniques, chimiques et géochimiques en tenant compte de leurs couplages. Par ailleurs, de nouvelles questions seront certainement apparues, qui nécessiteront plusieurs années d'étude.



## Annexe A au chapitre 4

### Avis de la Commission sur le Document Bilan et Travaux 2003 de l'Andra (BET)

Le document Bilan 2003 des études et travaux de l'Andra (BET 2003) a été remis à la Commission le 29 septembre 2004 et présenté à la Commission le 10 novembre 2004. L'Andra expose dans cette édition les recherches concernant l'axe 2 de la loi, comme elle l'a fait les années précédentes, en donnant les points saillants des résultats de 8 thèmes de recherche et pour chacun d'eux des fiches techniques (en quelque sorte des manuscrits d'articles scientifiques) portant sur des points particuliers. À cela l'Andra ajoute des fiches synoptiques (objectifs de recherche 2003, résultats 2003, objectifs de recherche 2004) permettant de mesurer les progrès et les orientations des recherches dans chaque thème. La bibliographie renvoie à des rapports Andra ou des articles. A cet égard la Commission note l'évolution très positive des nombres de thèses (7) et d'articles de rang A (40 parus, 24 sous presse, 18 acceptés) liés à la recherche conduite par l'Andra en 2003. De même elle note la participation des chercheurs impliqués dans ces recherches à de nombreux Congrès nationaux ou internationaux (50). Ce très bon document thématique permet à l'Andra d'afficher clairement des priorités. Il se veut et est pédagogique.

Les résultats des recherches rapportées dans les BET sont néanmoins décalés d'un an par rapport à ceux dont la Commission fait état dans son rapport. C'est pourquoi la Commission ne donne qu'un cours avis dans ce rapport n° 11.

#### Quelques Points Saillants

- Le BET 2003 fait le point sur les MOP d'altération de colis de déchets applicables à l'ensemble des familles de colis du MID pour décrire de façon conservative le relâchement des radionucléides (et des éléments constitutifs des colis). Ils se réduisent essentiellement à 4, pour les déchets vitrifiés, pour les combustibles usés, pour les boues bitumées et pour les déchets compactés. L'Andra présente clairement les acquis et les points encore à éclairer. La génération de gaz par décroissance radioactive, corrosion et radiolyse est traitée dans chaque cas et les problèmes consécutifs auxquels on peut penser sont abordés. C'est la première fois que ce sujet apparaît vraiment dans un document de l'Andra.

- Les recherches présentées sous le thème « Le stockage dans son environnement » concernent le comportement des matériaux anthropiques du stockage, argiles gonflantes, liants hydrauliques et matériaux métalliques ainsi que le comportement de l'argilite, lors de toutes leurs interactions réciproques, éventuellement sous l'effet de la chaleur. Elles concernent donc ce que l'on appelle le champ proche du stockage. L'Andra rapporte les apports des recherches conduites en 2003 aux problèmes du champ proche (notamment ceux effectués dans le cadre du programme européen Ecoclay II coordonné par l'Andra) et consacre 16 fiches techniques à des questions particulières importantes.

C'est un chapitre très riche notamment au niveau de ces fiches techniques, qui montrent bien la qualité des recherches conduites. Ce chapitre montre aussi qu'il est difficile d'avoir de bons modèles de l'endommagement de l'argilite. C'est en 2003 que l'Andra a vraiment commencé à étudier la production de gaz dans un stockage et en a évalué le devenir. Les premiers résultats sont rapportés.

- Concernant la migration des éléments du stockage à la biosphère, il faut noter que le transfert des éléments importants pour évaluer leur impact sur l'homme du groupe critique est étudié dans de grands programmes internationaux et l'Andra met en oeuvre des modèles de transfert utilisés classiquement en radioprotection. Si les différents coefficients de transfert des éléments sol - plantes (direct et via les micro-organismes) et plantes - règne animal sont pour la plupart mesurés, les mécanismes des cycles biogéochimiques mis en jeu sont quasiment inconnus. L'Andra fait des efforts pour combler cette lacune. Neuf fiches techniques illustrent un texte général qui met bien en valeur la cohérence des recherches sur la migration. L'une d'elle aborde le thème de l'influence des micro-organismes sur la spéciation et la mobilité des radionucléides dans le sol et sur le transfert sol - plantes.

- C'est la première fois que les recherches associées aux stockages de surface apparaissent dans le BET. Celles qui sont communes aux deux types de stockage, en surface et en profondeur, touchent à l'évolution des bétons et à la migration des éléments dans la biosphère. Une des trois fiches techniques traite très clairement de la dégradation des bétons.

#### Conclusion

Le BET 2003 (rédigé en début 2004) donne beaucoup de résultats pour la plupart considérés par l'Andra comme des acquis consolidés, sur lesquels s'appuiera le dossier 2005 Argile. En effet c'est en 2004 qu'ont été conduites les études d'intégration de toutes les connaissances pour estimer la faisabilité d'un stockage dans l'argilite du secteur de Bure. Ce BET donne un aperçu synthétique et assez complet des renseignements et résultats qui seront contenus dans les dossiers techniques de connaissance accompagnant le rapport final de l'Andra.

#### Présentation du BET à la Commission

Lors de la présentation du BET (10 novembre 2004), l'Andra a choisi de développer plus particulièrement trois sujets, sur la mesure de la perméabilité de l'argilite, sur le transfert de vapeur d'eau dans la bentonite non saturée et sur les expériences Febex et TSX dans le granite (pour Febex, voir chapitre 7 du présent rapport).

- L'Andra dispose de très nombreuses mesures de perméabilité de différentes strates de la couche du Callovo-Oxfordien

obtenues par différentes méthodes, soit *in situ*, soit sur échantillons. Chaque méthode a ses propres avantages et limites d'autant plus que les valeurs mesurées sont très faibles et que l'on peut se poser la question de savoir si un régime de Darcy est réellement établi dans la couche d'argilite. Les mesures sur échantillons pour lesquelles des tests de pression peuvent être réalisés semblent le confirmer. Elles montrent par ailleurs qu'il n'y a pas d'anisotropie de la perméabilité. Les valeurs sont dispersées sur deux ordres de grandeur les plus fréquentes étant entre  $5 \cdot 10^{-14}$  et  $5 \cdot 10^{-13}$  m/s, fourchette retenue par l'Andra pour ses modélisations.

- La diffusion de la vapeur d'eau dans les milieux argileux non saturés n'est pas bien connue. Un tel phénomène pourrait se produire dans un stockage si la température au contact de l'argilite dépassait 100 °C. Aussi des expériences, longues et délicates, ont été conduites pour mesurer le coefficient de diffusion de la vapeur d'eau dans une bentonite en fonction de sa densité sèche, de son degré de saturation en eau et de la pression de la vapeur d'eau (une valeur moyenne pour des conditions moyennes est  $10^{-10}$  m<sup>2</sup>/s, qui se compare au peu de données expérimentales dont on dispose). Le protocole expérimental étant au point les mesures doivent se poursuivre.

## Annexe B au chapitre 4

### Réflexions sur la différence de salinité des eaux du Dogger, du Callovo-Oxfordien et de l'Oxfordien et sur les phénomènes osmotiques au sein du Callovo-Oxfordien

La différence de salinité sur la verticale (principalement marquée par le chlorure de sodium) reste encore à parfaitement comprendre ; il semble, selon l'Andra, qu'elle soit le résultat d'un lessivage du sel contenu initialement dans l'ensemble des formations, et dont l'origine serait la dissolution des évaporites du Trias sous-jacent. Ce lessivage du sel aurait débuté lors du bombement du bassin de Paris à l'Est, par suite de la poussée Alpine, au Miocène il y a 30 millions d'années environ. Plus rapide dans l'Oxfordien, plus lent dans le Dogger, en raison de la perméabilité relative de ces couches, ce lessivage ne se serait produit que par le jeu de la diffusion moléculaire au sein de la couche hôte. Ceci expliquerait la plus forte salinité résiduelle qui y est observée aujourd'hui. Si cette interprétation se confirme, elle irait dans le sens d'une validation du seul mécanisme de la diffusion moléculaire comme moteur du déplacement des solutés au sein de l'argilite, et permettrait du même coup de fournir un ordre de grandeur du coefficient global de diffusion moléculaire, dont on cherche à mesurer la valeur par des expériences *in situ*. De plus, l'Andra propose d'expliquer également par les gradients de salinité au sein de la couche hôte les phénomènes de sur-

pression qui y sont observés. Il s'agirait de l'expression de phénomènes osmotiques au sein de l'argilite.

La Commission note que si la surpression de fluides mesurée dans les chambres EPG est effectivement une manifestation de la pression osmotique, alors une surpression égale à celle mesurée pourrait aussi se manifester dans les vides du stockage après resaturation. Elle n'engendrerait pas un écoulement dans la roche hôte, car, si l'hypothèse osmotique est exacte, le potentiel total de l'eau dans la roche serait le même dans les vides du stockage que dans la porosité de la roche, ce potentiel se manifestant ici par une pression mesurable, là par une activité chimique différente, tenant compte des ions de compensation fixés à la roche. Mais pour les scellements de l'EDZ et autres barrières ouvragées, l'eau qu'ils contiennent n'aura pas nécessairement ce potentiel chimique élevé, et donc les pressions hydrauliques des vides du stockage se manifesteraient dans l'application de la Loi de Darcy dans l'EDZ. Cette question mérite d'être approfondie.





## Annexe C au chapitre 4

### Ordres de grandeur de la diffusion dans le Callovo-Oxfordien

La diffusion d'un élément dans un système est un processus irréversible qui modifie sa concentration dans l'espace et le temps pour effacer tout gradient de concentration. Sa concentration en un point donné varie avec le temps selon des lois bien établies (voir rapport n° 10). Ainsi à partir d'un point repère où la concentration de l'élément est  $C_0$  ou est maintenue à la valeur  $C_0$  (terme source d'un colis de déchets ou d'une alvéole de stockage dans le Callovo-Oxfordien) en tout autre point du système (couche du Callovo-Oxfordien), elle est  $C$  et elle varie avec le temps. Si le système où a lieu la diffusion est fini (couche du Callovo-Oxfordien), l'élément arrive en limite après un temps donné, puis ensuite de façon continue jusqu'à épuisement de la source. Quand il en est ainsi, on dit couramment que l'élément a migré (jusqu'aux encaissants de la couche du Callovo-Oxfordien). Pour atteindre un degré d'accomplissement donné de diffusion, par exemple atteinte de la concentration  $C$  à une distance donnée, un doublement de distance demande quatre fois plus de temps et un facteur 10 en demande 100 fois plus. À titre d'exemple pour une valeur  $D_e = 10^{-9} \text{ m}^2\text{s}^{-1}$ , il faut de l'ordre du mois pour qu'à 10 cm du point repère la valeur de  $C$  soit égale à la moitié de  $C_0$  au point repère et au même instant. Elle est de l'ordre de 20 ans si on considère une distance du mètre. En réalité la diffusion est retardée par la sorption et les calculs de la concentration d'un élément en un point du système sont très compliqués. En première approximation on peut dire que le temps caractéristique de diffusion est proportionnel à  $w_{\text{acc}}$  et au carré de la distance parcourue et inversement proportionnel à  $D_e$ .

L'Andra a simulé la migration d'un élément (actinide tétravalent comme Pu(IV)) dans le Callovo-Oxfordien en milieu

réducteur à partir d'alvéoles de stockage de colis de combustible usé (CU2). Avec les valeurs suivantes :  $D_e = 2,5 \cdot 10^{-10} \text{ m}^2/\text{s}$ ,  $w_{\text{acc}} = 18 \%$ ,  $K_d = 1 \text{ m}^3/\text{kg}$  (en fait une valeur  $K_d$  de  $100 \text{ m}^3/\text{kg}$  serait plus réaliste) en 20 m la concentration décroît de  $C_0 = 10^{-8}$  à  $C = 10^{-12} \text{ M}$  en 200 000 ans, sans tenir compte de la décroissance radioactive. Pour  $K_d = 0,1 \text{ m}^3/\text{kg}$  (actinide pentavalent comme Np(V)), en 35 m la concentration décroît dans les mêmes proportions en 500 000 ans. La limite du Callovo-Oxfordien serait à 50 à 60 m. Les calculs tiennent compte de la barrière ouvragée et de l'EDZ. Pour U(VI) les données sont les mêmes que pour Np(V) mais les concentrations sont multipliées par 100 soit  $C_0 = 10^{-6}$  et  $C = 10^{-10} \text{ M}$ . Les valeurs de  $C_0$  dépendent des valeurs de pH et Eh et de  $p_{\text{CO}_2}$ . La valeur de  $K_d = 0,1 \text{ m}^3/\text{kg}$  correspondrait à des transitoires oxydants de durées variables (radiolyse, composés oxydants relâchés par les colis) dans lesquels on peut craindre l'apparition U(VI) Np(V) et Pu(V et VI). La conclusion de l'Andra est que, quoiqu'il arrive, les actinides restent confinés dans la couche. Par ailleurs, s'il se formait des colloïdes, ils seraient arrêtés par la dimension des pores de l'argilite (15 à 50 nm) et de plus la force ionique de l'eau tendrait à agréger les colloïdes.

Les calculs de l'Andra sont intéressants car ils donnent des ordres de grandeurs de temps et de distances associés à la diffusion mais ne sont pas directement généralisables. On remarquera que les valeurs de  $D_e$  et  $w_{\text{acc}}$  choisies pour les actinides sont celles du césium, mais la rétention de cet élément n'est pas linéaire. Pour l'iode les paramètres de diffusion sont plus faibles ( $D_e = 5 \cdot 10^{-12} \text{ m}^2\text{s}^{-1}$  et  $w_{\text{acc}} = 5 \%$ ) mais l'iode n'est pas retenu. Leur migration doit être calculée. Ils apparaissent comme les éléments les plus mobiles.



## **Annexe D au chapitre 4**

### **Description des matériaux de stockage prévus dans les différents modules**

Les matériaux utilisés dans le stockage (puits et galeries inclus) seraient pour l'essentiel du béton, des aciers et des argiles présents en grande quantité.

Les modules, conteneurs et alvéoles de déchets MAVL (ou déchets B) seraient constitués essentiellement de béton et d'un peu d'acier. Un béton armé légèrement fibré (acier inoxydable) serait le constituant des conteneurs de stockage pour les colis de déchets B (contenant chacun 4 colis primaires) et celui du revêtement de l'alvéole des colis, l'utilisation du même matériau permettant d'assurer une compatibilité chimique.

Le béton envisagé actuellement est un béton de haute performance (faible perméabilité et porosité) avec un pH alcalin inférieur à 12,5. Le ferrailage est limité à de l'acier inoxydable (sous forme de fibres) et les granulats employés seraient calcaires pour limiter l'alcali réaction.

L'utilisation de boulons de soutènement serait évitée ou au moins limitée à des boulons courts.

Le scellement de l'alvéole serait installé dans la galerie d'accès et assuré par un premier massif de béton au contact de la chambre de stockage, suivi d'un bouchon argileux de faible perméabilité entrecoupé de saignées remplies également de bentonite et finalement terminé par un second massif de béton au contact avec la galerie de transfert.

Les conteneurs sont prévus « respirants » pour évacuer le gaz produits par certains déchets eux-mêmes avec la mise en place d'évents.

La durabilité du béton est de l'ordre séculaire et la protection des colis de déchets B recherchée est de l'ordre de 10 000 ans.

Les modules, surconteneurs, alvéoles et modules de déchets vitrifiés HAVL (ou déchets C) comporteraient beaucoup d'acier. Les colis de déchets vitrifiés sont mis dans une enveloppe primaire en acier inoxydable qui ne permet pas une protection durable à l'arrivée d'eau sur les verres. Pour empêcher l'arrivée d'eau sur le verre pendant la phase thermique (phase la plus critique), l'Andra envisage de mettre ces colis primaires dans un surconteneur en acier non allié, fermé par soudage (procédé par faisceau d'électrons sous vide).

À l'intérieur de l'alvéole, les colis de stockage des déchets C (sauf C0, peu exothermiques) seraient séparés par des intercalaires métalliques (avec matrice interne de nature

non définie à ce jour) pour créer un découplage thermique des colis.

Le matériau de chemisage de l'alvéole de déchets C est prévu également en acier de même nuance que celui du surconteneur pour éviter la corrosion par couplage galvanique entre surconteneur et chemisage (épaisseur prévu de 25 mm).

L'étanchéité recherchée du surconteneur est de l'ordre du millénaire et serait assurée par l'épaisseur d'acier du surconteneur de 55 mm (les modèles montrent que la corrosion n'atteindraient que 25 mm en 4 000 ans).

Les modules, conteneurs, alvéoles de combustibles usés de type CU1 et CU2 comporteraient beaucoup d'acier, un peu de béton et des argilites. Les CU1 (combustibles usés REP, UOX et URE) et CU2 (combustibles usés REP, MOX) seront probablement livrés pour le stockage, après une période d'entreposage industriel, dans des étuis en acier inoxydable. Ils seraient placés dans un conteneur de stockage mono ou quadri assemblages composé d'une virole externe sans ou avec un insert interne.

La virole externe serait en acier non allié pour assurer la tenue à la corrosion et l'insert serait en fonte, coulé dans la virole pour assurer la résistance mécanique (cas des conteneurs à 4 assemblages).

La virole serait fabriquée en un seul tronçon et seules les extrémités seraient soudées, avec le même procédé que celui envisagé pour les surconteneurs de déchets C.

Le même acier que celui du conteneur serait utilisé pour le chemisage et un intervalle serait laissé pour éviter le contact direct entre les deux.

Comme dans le cas des alvéoles de colis de déchets C, les colis de stockage des combustibles usés CU1 et CU2 seraient séparés par des intercalaires métalliques pour créer un découplage thermique des colis.

La durée de la phase thermique des CU1 et CU2 étant supérieure à celle des colis de déchets C, l'interposition d'un tampon, ou une barrière ouvragée, est prévue entre les conteneurs et l'alvéole et l'argilite du Callovo-Oxfordien en raison des incertitudes restantes sur le comportement thermo-hydro-mécanique de l'argilite hôte dans la très longue durée.

L'étanchéité recherchée du conteneur est de l'ordre de 10 000 ans et serait assurée par l'épaisseur de la virole

(110 mm pour les conteneurs avec inserts en fonte et 120 mm pour le conteneur mono assemblage sans insert).

Le même dispositif que pour les colis des déchets vitrifiés HAVL est prévu pour les combustibles usés de type CU3 (combustibles de recherche CEA, sans URE, UOX ni MOX).

Enfin, la fermeture hydraulique de chaque alvéole des colis de combustibles usés avec barrière ouvragée est envisagée au moyen d'un bouchon métallique de protection radiolo-

gique, suivi d'un bouchon à base d'argilite gonflante, confiné mécaniquement par un massif d'appui en béton et en continuité topologique avec le corps de la barrière.

Dans le cas d'alvéole sans barrière ouvragée, la fermeture hydraulique et physico-chimique de chaque alvéole de stockage est prévue au moyen d'un bouchon à base d'argilite gonflante, mis en place derrière le bouchon métallique de protection radiologique et confiné mécaniquement par un massif d'appui en béton en tête d'alvéole au contact avec la galerie d'accès.

## Chapitre 5

# Axe 3 – Conditionnement et entreposage de longue durée

### 5.1. RÉSUMÉ

Des progrès significatifs ont été faits dans la dernière décennie sur la minimisation de la production de déchets et sur le conditionnement en ligne des déchets du traitement du combustible usé. Les colis primaires de déchets actuels se prêtent à des entreposages industriels de gestion. Le CEA, en coopération avec les industriels, a mené un remarquable programme de caractérisation de ces colis de déchets et d'étude du comportement du combustible usé UOX et MOX et des colis de déchets conditionnés sous forme de verre, objets qui renferment la quasi totalité de la radioactivité produite dans les réacteurs nucléaires. Pour le combustible usé, des modèles très prudents ont pu être proposés pour simuler son comportement en entreposage à sec et en stockage géologique. L'étude, engagée, des conséquences à long terme du dégagement d'hélium dans le combustible (surtout le MOX) doit impérativement être menée à bien. Pour les colis de déchets vitrifiés, un modèle opérationnel robuste de comportement en stockage géologique est utilisable pour les calculs de relâchement des radionucléides dans diverses conditions. L'étude des mécanismes d'altération à long terme doit néanmoins se poursuivre afin que ce modèle opérationnel soit consolidé (notamment pour tenir compte de l'environnement des colis). L'étude de verres davantage chargés en actinides mineurs, notamment en curium, devra être effectuée pour éviter l'augmentation du nombre de colis de type actuel lorsqu'on retraitera du combustible à haut taux de combustion ou du MOX. A cet égard, des développements technologiques visant la production de nouveaux verres à haute température sont en cours. Des conditionnements innovants ont été étudiés. Plusieurs matériaux céramiques pour un conditionnement des actinides mineurs et de certains produits de fission séparés ont été imaginés et produits au laboratoire dans une perspective de mise en œuvre de la séparation poussée. L'évaluation expérimentale de leurs propriétés est engagée. On est cependant encore loin de la somme des connaissances acquises sur le verre.

L'entreposage de longue durée (ELD) des colis primaires de déchets ou du combustible usé, ou leur stockage en formation géologique demandent la réalisation de conteneurs durables. La conception de conteneurs de déchets MAVL et de combustible usé à usage mixte ELD/stockage et la réalisation de démonstrateurs technologiques ont été menées à bien par le CEA. Les résultats d'un programme d'essais (en cours) à caractère technologique sont attendus. La durabilité de ces conteneurs reste à prouver, au moyen des résultats expérimentaux et de modèles. Une étude de la durabilité des conteneurs est en cours. Les prototypes de conteneurs viendront ensuite.

L'entreposage industriel est possible pendant une centaine d'années dans les installations d'entreposage récemment réalisées pour les colis primaires de déchets produits dans les usines de retraitement. Des modèles d'installations d'entreposage de longue durée en surface ou en sub-surface ont été proposés. Une simulation satisfaisante du refroidissement des colis thermiques reste à effectuer. Pour les ouvrages de génie civil des entrepôts, la durabilité ne peut être garantie (au sens « commercial ») au-delà d'une centaine d'années. L'entreposage en sub-surface a l'avantage d'être résistant à certaines agressions extérieures, mais son étude approfondie nécessiterait de prendre en compte les particularités de sites d'application, à choisir en considération d'un critère de stabilité plus exigeant que celui proposé par le CEA. L'étude des ouvrages de génie civil n'a pu être qu'ébauchée.

En conclusion pour l'axe 3, la Commission considère que le conditionnement des déchets relevant de la loi conduit à des colis primaires de déchets MAVL et HAVL robustes bien caractérisés. Des modèles opérationnels ont pu être proposés pour la simulation du comportement en stockage géologique du combustible usé et des colis de déchets du retraitement. Toutefois, la pleine compréhension des mécanismes d'altération du combustible usé et des colis de déchets nécessite la poursuite des recherches. La mise en conteneurs des colis primaires de déchets et des combustibles conditionnés sous étui, pour leur

entreposage et leur stockage, fait l'objet de développements récents qui n'ont pas encore abouti à établir la durabilité de ces conteneurs. L'entreposage industriel actuel des colis primaires de déchets pourrait si nécessaire être prolongé sur une durée de l'ordre du siècle. Pour les colis de déchets vitrifiés, il permet de réduire la charge thermique du stockage géologique. Les déchets MAVL, considérés comme déchets ultimes, n'ont d'autre issue que le stockage géologique : il n'y a pas de justification technique pour les entreposer avant mise au stockage. L'entreposage sur des durées plus longues, mêmes dans des entrepôts spécialement construits à cet effet et dont la faisabilité reste à établir, nécessiterait une surveillance permanente et de lourdes interventions de maintenance, voire une reconstruction périodique de l'entrepôt. L'entreposage, à lui seul, ne peut constituer une stratégie de gestion dans la longue durée ; il ferait peser une lourde charge sur les générations futures.

## 5.2. EXPOSÉ INTRODUCTIF

Dans ce chapitre la Commission évalue les recherches de l'axe 3 en s'appuyant essentiellement sur le rapport de synthèse concernant les résultats des recherches que le CEA considère comme relevant de l'axe 3 de la loi et qu'il a pilotées. Pour ce qui concerne les déchets de retraitement du combustible usé, ces recherches couvrent les procédés de conditionnement conduisant aux colis primaires de déchets, la conception et la réalisation de divers conteneurs pour ces colis et les modes d'entreposage. Pour les assemblages de combustible usé, il s'agit de la conception et de la réalisation de conteneurs pour entreposage à sec de ces assemblages mis en étui. La compatibilité des conteneurs pour l'entreposage et le stockage a été recherchée et, à cet égard, les recherches ont été conduites en commun par le CEA et l'Andra. Au cours de l'année écoulée, la Commission a entendu le CEA, le 9 mars 2005, sur la seule question du rôle de l'entreposage dans la stratégie de gestion des déchets, car le CEA n'avait pas d'informations supplémentaires à présenter sur la conception de l'entreposage de longue durée. La Commission n'a pas tenu d'auditions sur les recherches en conditionnements. Il s'agit là en effet de recherches dont elle a récemment rendu compte en détail (rapport annuel n° 10) et dont on n'attend pas, d'une année à l'autre, de discontinuité. Le conditionnement en ligne des déchets MAVL et HAVL du retraitement est industriel et conduit à des colis réalisés selon des normes de qualité bien spécifiées. Le conditionnement des déchets produits par le

CEA est aussi opérationnel. Le conditionnement des déchets en vrac ou bien le tri et la reprise de colis anciens sont programmés sur de longues périodes et seules des études préliminaires indispensables sont en cours. Les études de comportement à long terme des « matrices de conditionnement », classiques ou nouvelles, demandent la poursuite d'une recherche dont les voies sont bien identifiées. En revanche, la Commission avait à s'assurer de l'avancement des études sur les conteneurs et de l'entreposage, études qui ont commencé en 1998. La Commission a recueilli des informations sur ces points lors de la visite qu'elle a effectuée à Marcoule. Elle a aussi entendu les exposés faits lors des auditions parlementaires.

Le rapport de synthèse est un document qui présente le bilan des recherches de l'axe 3 comme le fait le rapport des recherches sur l'axe 1, c'est-à-dire à trois niveaux : chapitres synthétiques « autoportants » consacrés aux différents thèmes, rapports techniques explicitant dans le détail ce qui est condensé dans ces chapitres et références contenues dans les rapports techniques.

La Commission procède de la façon suivante dans son évaluation. Elle évalue successivement les recherches sur les conditionnements, notamment celles qui ont conduit aux colis primaires de déchets actuels, les recherches relatives à la tenue des colis à diverses agressions, en particulier celles relatives aux « matrices de conditionnement » garantes de la longévité du confinement des radionucléides et les recherches sur les conteneurs et leur entreposage. Pour cela, elle reprend essentiellement les données du rapport de synthèse du CEA et des rapports thématiques qui l'accompagnent qui sont, aux plans scientifique et technique, très complètes. Elle donne un avis sur la poursuite des recherches. Elle termine ce chapitre par le constat qu'elle fait de la situation après quinze années de recherche. Dans son évaluation, la Commission met l'accent sur les résultats de nature opérationnelle, qui soutiennent ou ouvrent des modalités de gestion. Tout au long de ses rapports annuels, elle a examiné l'aspect scientifique de la recherche et son évolution sur une dizaine d'années.

## 5.3. CONDITIONNEMENT DES DÉCHETS

Le *colis primaire de déchets* joue un rôle central dans la gestion des déchets nucléaires car c'est l'objet monolithique qui est au début de toute filière de gestion et qui doit être un jour abandonné parce

que le colis primaire n'est produit que s'il ne contient que des déchets ultimes. Il doit être confectionné, caractérisé et on doit estimer son pouvoir de confinement des radionucléides qu'il contient, ce qui passe par l'estimation du temps pendant lequel il résistera à diverses agressions internes (radioactivité) et externes (corrosion de l'enveloppe et altération du contenu). Les matériaux utilisés aujourd'hui pour conditionner la matière radioactive, considérée comme un déchet brut ultime, sont le ciment, le bitume et le verre. D'autres matériaux sont à l'étude. Certains déchets bruts ne sont pas conditionnés au sens où on ne les transforme pas chimiquement. Ils sont directement placés dans un conteneur primaire, souvent après compactage pour réduction de volume.

Au terme de l'inventaire national conduit par l'Andra, il apparaît que de nombreux colis primaires de déchets, produits anciennement et entreposés en France, sont encore insuffisamment caractérisés pour qu'il soit possible dès à présent de considérer qu'ils relèvent de la catégorie des déchets de moyenne activité, à vie longue (MAVL) ou de celle des déchets de faible et moyenne activité, à vie courte, destinés au stockage en surface. En revanche, les colis de déchets récemment produits sont suffisamment bien caractérisés pour que la catégorie (HAVL ou MAVL) dont ils relèvent soit bien connue. Par ailleurs, la production à venir peut être estimée sur la base de scénarios d'un retraitement total ou partiel et un bilan total incluant la reprise du passif (déchets non conditionnés) peut être fait. Tous les colis peuvent être regroupés en familles de colis-types aux caractéristiques proches et enveloppe pour les études de sûreté. Ils figurent au modèle d'inventaire de dimensionnement (MID) utilisé par l'Andra (cf. annexe 3 du rapport). Par exemple, si on retraite, selon le scénario S1c de l'Andra choisi par le CEA comme exercice, les 80 000 assemblages de combustible UOX du parc actuel (40 ans de fonctionnement pour produire 400TWh<sub>e</sub>/an) on accumulera 42 000 colis de verre (7 400 m<sup>3</sup>) et 193 000 colis de déchets MAVL se répartissant en six familles où domineront les colis de boues bitumées (100 000 colis pour 36 000 m<sup>3</sup>), les colis de déchets de structure compactés (40 000 colis pour 7 300 m<sup>3</sup>) et cimentés (32 000 colis pour 27 500 m<sup>3</sup>). Le reste des déchets MAVL représentera 15 000 colis pour 8 000 m<sup>3</sup>. Dans ce scénario, il y aurait 54 000 assemblages de combustible MOX en piscine.

Tous les aspects évoqués ci-dessus, les objectifs du conditionnement au sens général fixés par le CEA et l'organisation des recherches sont décrits dans le rapport. L'accent est mis sur la nécessité de réduire le volume, du déchet brut au colis qui le contiendra, de choisir les traitements physicochimiques pour un confinement des radionucléides de longue durée tout en optimisant le processus au regard des déchets secondaires engendrés par toute transformation de la matière radioactive ou par la décontamination des déchets technologiques.

### 5.3.1. Procédés de conditionnement

Le programme Puretex qui s'est achevé en 1998 a visé la réduction de l'activité des effluents du procédé de retraitement Purex et la réduction du volume des déchets MAVL qui en sont issus. Pour cela, le bitumage des boues de traitement des effluents du retraitement a été abandonné au profit de l'évaporation des effluents et de la vitrification des résidus. Les coques et embouts sont désormais compactés au lieu d'être cimentés et certains déchets technologiques vont l'être. Enfin, des déchets technologiques particuliers contaminés par du plutonium ont été décontaminés et déclassés en déchets de faible activité, les solutions de décontamination étant traitées spécifiquement.

La réduction de l'activité des effluents par évaporation a nécessité de mieux contrôler l'étape de régénération du solvant du procédé Purex (TBP dans le dodécane) ou du piégeage de l'iode, sans modifier toutefois les réactifs déjà utilisés. Les procédés nouveaux étudiés et testés dans le cadre de Puretex n'ont pas été appliqués, mais sont en réserve. Ils visaient à réduire dans les effluents la concentration des éléments comme le sodium. En effet les résidus d'évaporation riches en sodium sont difficiles à incorporer dans les verres boro-silicatés. Des recherches sur la nano-filtration d'éléments radioactifs n'ont pas abouti. Quoi qu'il en soit, l'activité des effluents rejetés est aujourd'hui le dixième de ce qu'elle était à l'origine du fonctionnement de l'usine de la Hague. Le compactage des coques a été préféré à leur décontamination électrochimique ou à leur fusion. La possibilité de la fusion des coques a été démontrée sur 15 tonnes de coques en zircaloy inactives et sur quelques dizaines de kilogrammes de coques actives. Les embouts doivent être traités à part. Quelques dizaines de kilogrammes de coques et embouts en inox (cas des RNR) ont aussi été fondus. La réduction de volume est bonne et le piégeage des radionucléides libérés

par la fusion du métal dans le laitier de fusion important, mais cela n'a pas été suffisant pour déclasser les coques en zircaloy et embouts de la catégorie de déchets MAVL. En effet, pour passer dans le laitier, les éléments comme le césium, le strontium et les actinides doivent être oxydés et, comme le zircaloy est réducteur, le résultat est mitigé. Dès lors, le compactage à haute pression (2 500 tonnes) qui se fait à froid et qui permet de mélanger coques, embouts et déchets technologiques a été choisi et mis en service en 2002 (pour les coques et embouts) après une dizaine d'années de mises au point. Il réduit le volume de ces déchets métalliques de trois-quarts et conduit à un colis de même géométrie que le colis de verre, c'est-à-dire à une standardisation. Les matériaux plastiques ou métalliques contaminés en oxyde de plutonium, par exemple lors d'une des dernières étapes du procédé Purex conduisant à l'obtention de cet oxyde ou lors de la fabrication du combustible MOX sont aujourd'hui décontaminés à la Hague par dissolution oxydante de l'oxyde de plutonium. Il s'agit d'un procédé dérivé de la reprise des déchets riches en plutonium, opérationnel à la Hague. Sa mise au point a commencé avant 1992 et s'est terminée en 1997 après avoir traité dans une première installation 4 tonnes de déchets et récupéré le plutonium à 96 % avec des facteurs de décontamination élevés. Aujourd'hui environ 70 % des déchets bruts contaminés au plutonium ont ainsi été déclassés. De même, la récupération de l'iode des pièges à iode a été mise au point, et pourrait être utilisée si nécessaire.

Au total, le volume des déchets ultimes solides du retraitement a été divisé par dix. Il est aujourd'hui de 0,5 m<sup>3</sup> par tonne de combustible retraité renfermant 0,1 % du plutonium initial. À la conception de l'usine, il était estimé à 3 m<sup>3</sup> et on admettait à 1 % la perte possible de plutonium. En 1995, le volume était de 1 m<sup>3</sup> et le pourcentage de plutonium contenu dans les colis déjà stabilisé à 0,1 %.

Les recherches du programme Puretex ont conduit à des développements technologiques importants soutenus par une recherche appliquée au service du retraitement et à la mise en place de la stratégie « tout au verre » des éléments contenus dans les solutions plus ou moins radioactives. Il y a eu incontestablement une rationalisation efficace de la gestion des déchets issus du fractionnement de la matière radioactive par le retraitement. Elle a conduit essentiellement à la production de colis standard de déchets MAVL et HAVL et au rejet

d'effluents ultimes de faible activité contenant cependant presque tout l'iode du combustible usé.

Le CEA et AREVA présentent le programme Puretex comme un acquis de la loi. Quoiqu'il en soit, il a coïncidé avec la nécessité industrielle de réduire les volumes et la teneur en plutonium des déchets de retraitement. La Commission considère toutefois que la logique industrielle de réduction des volumes de déchets de retraitement doit rester cohérente avec les contraintes du long terme qu'imposerait le stockage géologique.

Dans la même orientation de réduction de volume, le CEA a étudié la destruction par oxydation de déchets organiques provenant du procédé Purex (solvant usé) ou de la décontamination de matériels (solutions de tensioactifs). Cette oxydation conduit en principe à la seule production de gaz carbonique, d'oxygène et d'azote. Elle peut être réalisée, selon les cas, par l'ozone, l'eau oxygénée ou dans l'eau supercritique ou proche des conditions supercritiques. De fait, les deux derniers réactifs sont utilisés à Marcoule. Une unité d'oxydation par l'eau supercritique (550 °C et 300 bars), certes modeste car traitant quelques centaines de grammes à l'heure, est en test à Atalante (100 g/h). La voie normale de destruction des déchets organiques solides est l'incinération suivie de la cimentation des résidus minéraux porteurs de la radioactivité. Un incinérateur industriel traitant 7 kg par heure à des températures successives de 550 °C (pyrolyse) 900 °C (calcination) et 1 100 °C (post-combustion des gaz) a été mis en actif à Valduc en 1999. Les études de développement ont duré près de 20 ans. L'incinérateur a déjà brûlé 5 tonnes de déchets contaminés par du plutonium avec un facteur de réduction de volume s'élevant à 20 et a permis de récupérer 96 % du plutonium inclus dans les déchets.

Le CEA a aussi réalisé d'autres développements pour réduire les volumes de solutions résultant de la décontamination de divers matériaux solides, qui sont des déchets secondaires. À cet égard, on a utilisé des gels, des mousses, des tensioactifs dans des opérations de décontamination à Marcoule. L'étude de la décontamination par voie non aqueuse dans le gaz carbonique supercritique est en cours. Ces développements auront des applications pratiques indéniables pour déclasser des déchets lors des grandes opérations de reprise d'anciens déchets ou de déconstruction à venir.



### **5.3.2. Conditionnements industriels et colis primaires de déchets**

#### **Les colis**

Très peu de déchets MAVL sont ou seront mis en vrac dans des conteneurs (5 000 colis pour 4 000 m<sup>3</sup> soit 5 % de l'ensemble dans le scénario S1c retenu comme exemple par le CEA). La confection de tous les autres colis primaires de ces déchets, telle qu'elle est pratiquée aujourd'hui, est le résultat de recherches portant sur le contenu et le conteneur primaire du colis et d'évolutions technologiques, qui ont commencé bien avant 1991. C'est ainsi que le bitume et le ciment sont respectivement utilisés depuis longtemps pour enrober des sels minéraux contenus dans les boues de co-précipitation de traitement des effluents de retraitement ou pour bloquer aussi bien des déchets technologiques que ceux de procédé (coques et embouts). Pour les conteneurs des enrobés de bitume, l'acier inoxydable s'impose et un programme de reconditionnement de colis constitués d'enrobé coulé dans un fût en acier noir est en cours. L'inox résiste bien à la corrosion généralisée (0,1 micron par an) mais est sujet à la corrosion par piqûres (100 microns par an). Pour les déchets cimentés, un conteneur en ciment s'impose aussi.

Le CEA a étudié un conteneur primaire pour déchets en vrac chimiquement agressifs. Des démonstrateurs en acier noir émaillé, en céramique et polymère, doublés d'une enveloppe en acier inox dans les deux derniers cas pour assurer la tenue mécanique, ont été réalisés en 2002 puis leurs propriétés étudiées pour aboutir en 2004 à un démonstrateur technologique. Il s'agit d'un conteneur standard (même forme que les colis de verre ou de coques compactées) en inox doublé de céramique. Enfin le colis standard de déchets technologiques compactés est apparu en 2002, résultat de recherches commencées avant 1990. La cimentation des coques a été arrêtée en 1995.

Les déchets HAVL de retraitement sont vitrifiés, le colis primaire de verre est un objet dont la qualité de fabrication, encadrée par des spécifications rigoureuses, est particulièrement surveillée.

En cas d'entreposage prolongé au-delà d'un siècle, afin d'éviter de dépendre d'un système « actif » de refroidissement en piscine nécessitant un traitement permanent de l'eau, les assemblages de combustible usé pourraient être transférés vers une installation

d'entreposage à sec (cf. paragraphe 5.4.2). Le CEA a donc étudié et réalisé un étui cylindrique en acier inox 304 L pour donner au colis constitué d'un assemblage séché et d'un étui, le tout sous hélium et fermé par couvercle soudé, le statut de colis primaire qui se prête, après insertion dans un conteneur, tant à un entreposage de longue durée qu'au stockage en formation géologique profonde.

#### **Matériaux pour confinement**

##### **Ciment**

Ce qui différencie les ciments, au-delà de leurs propriétés mécaniques bien connues, est leur formulation qui doit être adaptée soit à la nature chimique du déchet à « bloquer » ou à « enrober », soit aux propriétés des éléments à « incorporer » dans les minéraux constitutifs du ciment. Il existe des déchets bruts liquides dont les constituants en quantités macroscopiques modifient la prise du ciment et par là-même ses propriétés. Il faut alors les traiter préalablement pour les rendre compatibles avec les ciments silico-calciques classiques ou bien trouver une formulation adaptée. Le CEA a développé le programme Compostel consistant à co-précipiter les radionucléides des effluents des stations de traitement des effluents liquides (STEL) avec un phosphate double de zirconium et de sodium et à noyer les grains de phosphate dans du ciment. Il s'est agi d'une recherche bien conduite de confinement-immobilisation de radionucléides comportant des tests de lixiviation du phosphate. Les études n'ont pas cependant franchi le stade de la faisabilité scientifique. Pour les solutions radioactives renfermant des borates ou des sulfates, le CEA a mis au point de nouvelles formulations de ciments sulfato-alumineux qui s'accommodent de ces éléments. Il étudie aussi la cimentation de résidus solides minéraux apparus dans les silos d'entreposage en vrac de déchets anciens. Toutes ces études sont plus ou moins avancées.

##### **Le bitume**

Le bitume a un pouvoir de confinement des sels minéraux qu'il enrobe, qui est dû à sa plasticité à chaud, à son inertie chimique et à son imperméabilité. Le bitume est sensible à quelques composés chimiques avec lesquels il réagit et aux rayonnements ionisants, aussi la charge en émetteurs alpha est-elle limitée. La technologie du bitumage des boues de co-précipitation provenant de la décontamination des effluents traités à l'atelier STE3 de La Hague est bien maîtrisée. Les spécifications de

fabrication pour faire des colis stables vis-à-vis du gonflement par production interne de gaz sont établies et cela grâce aux recherches sur la qualification des bitumes qui ont été conduites par le CEA. Le bitume est aujourd'hui exclusivement réservé aux effluents dont les concentrats ne peuvent pas être vitrifiés ou noyés dans du ciment.

Par ailleurs, se pose le problème du conditionnement des 9 300 m<sup>3</sup> de boues anciennes de co-précipitation provenant de la décontamination des effluents de retraitement du combustible UNGG traités à l'atelier STE2 de La Hague et entreposées. Cogéma propose que celles-ci soient bitumées dans l'atelier STE3, suivant des spécifications soumises à l'Autorité de sûreté, qui prend en compte le devenir de ces colis de déchets.

### **Le verre**

C'est le matériau de référence pour incorporer les produits de fission et les actinides mineurs contenus dans les solutions de haute activité issues du retraitement. La technologie est parfaitement optimisée au regard du procédé de vitrification et de la production de déchets technologiques secondaires (diminution d'un facteur 3), notamment du remplacement du four de fusion dont la durée de vie initiale de 5 000 heures a été doublée. Le débit des fours actuels est de 25 kg/h et la température de digestion du verre de 1 100 °C. Pour atteindre ces objectifs et ces performances, le verre nucléaire est l'objet de recherches depuis 40 ans. C'est dire que les connaissances des propriétés des divers verres nucléaires et notamment celles du verre R7T7 sont solides et que ce matériau peut être encore amélioré pour incorporer soit plus d'activité alpha qu'actuellement, soit des solutions de nature différente de celle du traitement du combustible UOX actuel. C'est une orientation forte de la recherche actuelle du CEA que de trouver des compositions de verre adaptées aux solutions de haute activité du traitement de combustible usé UOX à un taux de combustion de 60 GWj.t<sup>-1</sup> ou de MOX (qui pourraient être traités à partir de 2030). Elle nécessite des développements technologiques très importants, voire une rupture dans le mode de production de haute température pour la fusion en milieu hautement radioactif.

Les éléments qui sont incorporés dans le verre à partir des calcinats de solutions de produits de fission participent aux liaisons chimiques du réseau boro-silicaté à l'exception de quelques métaux (Pd, Ru) et sont ainsi répartis de façon homogène. Les

avantages immédiats du verre amorphe sont de résister à l'irradiation (3 Ci/g pour R7T7) et à la chaleur apportée par les émetteurs alpha (3 mCi/g pour R7T7) ainsi que d'être facile à mettre en œuvre en milieu nucléarisé. La stratégie « tout au verre » implique d'y incorporer d'autres déchets comme des fines métalliques et des concentrats d'évaporateurs.

Par ailleurs on peut penser traiter par vitrification des déchets MAVL en incorporant les résidus de leur traitement dans d'autres verres, élaborés à haute température. Pour cela, la température de fusion du mélange : fritte de verre et matière à incorporer, doit être d'autant plus élevée que la composition est plus riche en silice et les verres riches en silice (et en d'autres éléments que le bore) sont ceux qui peuvent le mieux digérer et incorporer soit plus de produits de fission et d'actinides, soit de nouveaux éléments. Le creuset froid développé par le CEA sous plusieurs versions offre de nombreux avantages pour travailler à haute température et pour vitrifier les déchets avec un débit important. Un creuset pour vitrifier d'anciennes solutions actives de la filière UNGG vers 1 250 °C sera opérationnel à La Hague en 2008. Un autre creuset dit avancé, de très large capacité, breveté en 1995, est en cours de mise au point. La recherche technologique autour de ces creusets est d'excellente qualité et elle est exportée à l'étranger par le CEA avec succès. Elle offrira certainement des améliorations notables dans le retraitement (vitrification directe des solutions de produits de fission sans calcination, fusion de matrices céramiques de type Synroc vers 1 700 °C). Par ailleurs elle ouvre déjà de nouvelles perspectives dans la vitrification directe de déchets FAVC et MAVL incinérables sous apport d'oxygène (déchets organiques, résines échangeuses d'ions, plastiques, zircaloy seuls ou en mélanges), les cendres étant immédiatement vitrifiées. Les études ont été conduites sur un pilote (Vidoc) et le CEA expérimente le procédé Shiva dans lequel une torche à plasma brûle les déchets (bitumes, boues diverses, déchets technologiques) au-dessus du bain de verre en fusion.

La recherche immédiate du CEA est focalisée, avec la technologie actuelle d'obtention de haute température, sur la formulation de nouveaux verres pour incorporer plus de curium qu'aujourd'hui. Le problème est d'augmenter la température de transition vitreuse du verre de 50 °C, car ceci permettrait d'augmenter la charge en émetteurs alpha comme le curium 242 et de vitrifier les déchets du retraitement des combustibles au taux de combustion de

60 GWj.t<sup>-1</sup> sans trop augmenter les volumes de verre. Pour aller plus loin il faut passer par les hautes températures avec un creuset froid.

Il est clair que le CEA maîtrise la formulation et la mise en œuvre de matériaux adaptés au conditionnement des divers déchets et déchets secondaires du retraitement. Ces matériaux sont connus et étudiés depuis longtemps mais le CEA a su les adapter aux conditions du nucléaire et faire progresser leurs performances.

### **Caractérisation des colis de déchets**

La Commission a évalué dans son rapport n° 10 les procédés de caractérisation des colis de déchets et n'y revient pas car il n'y a pas d'éléments complémentaires dans le rapport final du CEA. On dispose aujourd'hui des meilleurs moyens qui existent pour ausculter les colis industriels et connaître, entre autres propriétés, leurs caractéristiques radiologiques. Ils servent actuellement au déclasserement des colis déclarés MAVL.

### **5.3.3. Tenue des colis primaires de déchets**

Les colis primaires de déchets MAVL et HAVL sont conçus pour aller en entreposage industriel de gestion. Pour aller en entreposage au-delà du siècle, si nécessaire, ils devront être déplacés, mis en conteneur d'entreposage et cela requiert des qualités de longévité. Leur entreposage de longue durée est traité au paragraphe 5.4.2. En stockage géologique les colis primaires de déchets seront placés dans des conteneurs de stockage dont l'Andra se fixe comme objectif qu'ils restent confinants pendant au moins mille ans. Il viendra néanmoins un temps où l'eau arrivera au contact des conteneurs des colis primaires puis des matériaux de confinement. La prévision de leur évolution, qui conditionne celle du relâchement des éléments confinés, donc des radionucléides à vie longue, est nécessaire pour les analyses de sûreté. C'est pourquoi les recherches de tenue à court et long terme vis-à-vis des rayonnements et de l'agression par l'eau vapeur ou liquide sont importantes et ont été les plus nombreuses parmi toutes les recherches consacrées aux colis de déchets.

S'agissant du long terme, les lois de comportement thermodynamique et cinétique doivent être établies. Aussi la science du vieillissement des matériaux uti-

lisés pour confectionner les colis de déchets a-t-elle fait de grands progrès pendant les dix dernières années. Une méthodologie d'étude s'est dégagée, fondée sur des expériences accélérées au regard du temps (bien que longues) et sur la modélisation microscopique, avec référence à des analogues naturels ou anthropogéniques. L'évolution des matériaux a été étudiée en système fermé (entreposage de gestion) ouvert insaturé d'eau (entreposage de longue durée, phase de stockage réversible) et ouvert saturé d'eau (stockage géologique) en fonction de nombreux paramètres. Ces études ont permis de dégager les paramètres importants qui ont été finalement retenus pour établir des modèles opérationnels de relâchement des radionucléides (voir chapitre 4).

La corrosion des conteneurs métalliques et d'une façon générale des métaux est un domaine bien connu. Les études développées dans le cadre de la loi ont conforté les connaissances en ce domaine.

Compte tenu de l'universalité de l'utilisation du ciment, seul ou en association avec des granulats ou des armatures métalliques, l'étude de l'altération du ciment à l'air et en présence d'eau est permanente afin de sélectionner les meilleures formulations pour tel emploi. On connaît les principaux mécanismes physiques et chimiques d'altération des constituants du béton armé et les recherches spécifiques aux ciments du nucléaire ont porté sur le couplage des phénomènes dans le temps (voire sous irradiation) afin d'évaluer les conséquences sur la migration des éléments confinés et leur relâchement. La vitesse d'altération du ciment dépend de la surface accessible au gaz carbonique et aux ions carbonate ou sulfate de l'eau, selon les cas. Aussi faut-il limiter les fissures et avoir des ciments de faible porosité, c'est une question de formulation réglée. Dès que l'armature métallique est corrodée, l'altération s'amplifie car les produits de corrosion du fer augmentent la fissuration.

En présence d'air, la carbonatation de l'eau interstitielle du ciment diminue son pH, ce qui modifie les minéraux du ciment. Il n'y a pas ici à proprement parler de modélisation des phénomènes, c'est la diffusion du gaz carbonique dans le ciment qui est estimée. La pénétration de l'eau liquide dans les pores et fissures du ciment est lente. Elle conduit finalement à une décalcification des minéraux du ciment et les carbonates et sulfates conduisent à l'apparition de nouveaux minéraux, dont certains, de nouveaux carbonates, sont bénéfiques au colmatage

des pores. Sur la base de ces phénomènes complexes en réaction, le CEA a développé des modélisations et des codes de calcul pour la simulation qui permettent de décrire la croissance des zones altérées et d'estimer le relâchement des éléments en fonction de la composition des solutions agressives. La version de 2004 du code Diffu-Ca intègre toutes les connaissances acquises à ce jour.

Les recherches sur l'altération du bitume et des enrobés de sels minéraux solides secs sont l'apanage du CEA. En entreposage, le seul phénomène à considérer est la radiolyse de la matière organique, notamment par les particules alpha, voire quelques réactions chimiques. L'hydrogène produit diffuse et s'échappe mais fait aussi gonfler l'enrobé. Le modèle Jacob 2 modélise ces phénomènes et permet d'estimer l'évolution des enrobés de bitume. En présence d'eau liquide, l'eau pénètre par diffusion dans le bitume, bien que ce matériau soit hydrophobe, et atteint les particules de sels qui s'imprègnent d'eau, gonflent, puis les éléments contenus dans les sels et les sels eux mêmes se dissolvent plus ou moins. C'est l'activité thermodynamique de l'eau qui pilote ces phénomènes. Il se crée à partir de la surface une zone de plus en plus perturbée et perméable à travers laquelle les éléments contenus dans les sels diffusent en sens inverse de l'eau. Le CEA a conduit de très nombreuses observations microscopiques de ces phénomènes, de lixiviation et de mesures de coefficients de diffusion de l'eau et d'éléments dans le bitume sain et altéré. Selon le type d'enrobé de bitume (incorporation de plus ou moins grandes quantités de sels) et la nature des sels enrobés, la prévision de la longévité de ces enrobés peut être faite avec le modèle Colombo. Ce modèle peut, ou non, prendre en compte la solubilité des éléments enrobés et leur diffusion pour être appliqué à la grande variété des colis de bitume. La dégradation du bitume par l'eau est très lente et le relâchement des éléments incorporés encore plus lente. Typiquement, selon le CEA, un colis classique « bitume » (boues bitumées de l'atelier STE 3 de La Hague) ne serait dégradé qu'après une dizaine de milliers d'années et les radionucléides relâchés après un million d'années.

L'activité dans le colis standard de déchets technologiques compactés se répartit entre la masse des métaux (zircaloy, acier inox et inconel ; il s'agit de produits d'activation), les couches de zircone interne et externe des gaines de zircaloy (produits de fission et d'activation) et les fines et dépôts (actinides et

produits de fission). Les proportions sont connues d'après des calculs et des mesures. Le CEA considère que toute activité de surface est labile. En entreposage, on peut craindre un relâchement à travers l'évent du colis de gaz radioactifs et de produits de radiolyse de matière organique (s'il y en a) mais la corrosion externe du conteneur est inappréciable et la corrosion interne en atmosphère sèche ne peut être envisagée que si la radiolyse produisait beaucoup d'acide chlorhydrique gazeux. En présence d'eau, la libération de l'activité des métaux se fait au rythme de leur corrosion dans les conditions d'un stockage, évaluée à une fraction de micron par an. Les prévisions de relâchement des radionucléides sont faites sur ces bases, bien établies. La ruine des colis en stockage géologique ne peut intervenir que dans une centaine de milliers d'années.

La connaissance du verre nucléaire repose sur une quarantaine d'années d'expérimentation et de modélisation conduites d'abord par le CEA puis par une communauté scientifique internationale. Les recherches ont été accélérées et organisées en France depuis 1991 et ont bénéficié de l'apparition de nouvelles méthodes d'investigation permettant de sonder le verre jusqu'au niveau atomique. Aussi aujourd'hui est-on en mesure de décrire la matrice vitreuse et son évolution dans différentes conditions avec beaucoup de détails.

La tenue du verre en entreposage à l'intérieur du conteneur dépend de la température à cœur du colis causée par le rayonnement intense et des dégâts provoqués par l'irradiation. Les études sur la transition vitreuse du verre R7T7 (cristallisation du verre au-delà d'une certaine température) montrent qu'il s'agit d'un phénomène très lent et les études sur l'auto-irradiation montrent que le verre est extrêmement résistant aux rayonnements. Aussi, en entreposage refroidi, même très long, on n'attend pas de modification du colis de verre.

En présence d'eau liquide le verre inactif ou actif s'altère lentement et les paramètres qui contrôlent cette altération sont nombreux. Les études ont permis de les identifier selon que le verre (de composition fixée) est dans une eau renouvelée ou stagnante à un pH et une température donnés, et selon que d'autres matériaux sont présents dans son environnement. La Commission a traité en détail dans ses différents rapports annuels la progression des connaissances. L'eau diffuse dans le verre, les ions hydrogène s'échangent avec les ions calcium qui

quittent le verre (et cela d'autant plus que le pH est faible) et l'eau hydrolyse des liaisons du réseau vitreux conduisant à la libération du silicium sous forme d'acide silicique. Les autres éléments du réseau vitreux ou associés à ce réseau quittent le verre sous forme de cations simples ou de formes hydrolysées. Si le silicium est évacué de la surface du verre, l'altération se poursuit à une vitesse constante  $V_0$ , exprimée en  $\text{g.m}^{-2}.\text{j}^{-1}$  par exemple. Une valeur typique est de  $1 \text{ g.m}^{-2}.\text{j}^{-1}$  à  $90^\circ\text{C}$ . Sinon, il forme avec les autres éléments évacués de la partie altérée du verre un gel en surface qui constitue une barrière diffusive, ralentissant de façon drastique la vitesse d'altération,  $V_t$ , jusqu'à atteindre une vitesse limite résiduelle,  $V_r$  de l'ordre de  $6.10^{-6} \text{ g.m}^{-2}.\text{j}^{-1}$  à  $25^\circ\text{C}$  (soit une altération de un micron en 1000 ans du bloc de verre). Ce gel piège les actinides et les produits de fission. Si le pH est trop élevé, il peut y avoir une reprise d'altération avec une vitesse proche de  $V_0$ . Tous ces phénomènes ne sont pas connus avec une même précision. On tente d'expliquer les plus simples par des approches théoriques. On essaie de comparer les observations expérimentales à différentes échelles de quantités de matière (sur échantillon, sur bloc de verre) et de temps (jusqu'à plusieurs années), aux analogues naturels (verres basaltiques).

Des modèles phénoménologiques paramétrés, c'est-à-dire valables dans des conditions données pour des verres donnés, ont été établis pour représenter  $V_0$ ,  $V_t$  et  $V_r$ . Toutes les valeurs des paramètres sont justifiées. La rétention des radionucléides n'est pour l'instant pas considérée, on suppose qu'ils sont relâchés de façon congruente à la vitesse d'altération du verre. Pour les verres produits à Marcoule depuis 1969, la diminution de la vitesse d'altération avec le temps n'est pas prise en compte (elle est supposée constante, égale à  $V_0$ ), ce qui conduit à majorer fortement l'évaluation de la fraction de verre annuellement relâchée.

Il est à présent possible de modéliser l'altération d'un bloc de verre en condition de stockage avec quelques hypothèses sur la surface de verre accessible au contact de l'eau au cours de l'altération. Les produits de corrosion du conteneur métallique du colis de verre et du conteneur de stockage de ce colis jouent alors un rôle direct sur le piégeage du silicium. Tous les colis de verre du MID peuvent être considérés.

Le cas du colis primaire de combustible usé est traité au chapitre 6.

### **5.3.4. Conclusion sur le conditionnement des déchets actuels**

#### **Expertises**

Les recherches sur la confection des colis qui impliquent de considérer le devenir des colis et prouver qu'il peuvent suivre une filière comme le stockage géologique, même si elle n'est pas mise en œuvre, ont été essentiellement conduites par le CEA dans le cadre de partenariats et de collaborations nationales (GdR Nomade du CNRS, Universités) et internationales (Japon, USA, Russie) avec les spécialistes des domaines concernés (ciments, verre) et avec le soutien des industriels de l'aval du cycle nucléaire (Cogéma, EDF). Il y a eu au niveau de l'Europe des actions importantes dans le cadre des PCRD. La tenue des verres dans le temps est certainement le domaine qui a focalisé les études les plus fondamentales et donné lieu à des congrès internationaux et de multiples publications. Aussi les résultats obtenus ont-ils subi l'expertise d'une très large communauté de scientifiques. Enfin l'Andra a porté un regard critique sur les résultats en ne retenant pour ses calculs d'impact radiologique que les résultats les mieux établis.

#### **Appréciation du rapport CEA sur le conditionnement**

Le rapport du CEA fait état de l'organisation des recherches, de la mise en place des installations nucléaires nécessaires pour l'expérimentation (dans Atalante en 2002) et donne sous une forme concise les résultats au regard des objectifs. Ceux-ci sont clairement définis et le CEA explique bien l'intérêt des recherches. De même, il souligne clairement les performances que l'on peut attendre dans des conditions données. Les rapports techniques, au nombre de 16 pour le conditionnement, sont des documents scientifiques complets.

#### **Conclusion**

Le conditionnement actuel des déchets de retraitement est le résultat d'une recherche et de développements qui ont commencé avant la loi et qui se sont poursuivis après 1991. Les procédés de fabrication sont établis et mis en œuvre dans le cadre de multi-

ples contrôles. Des améliorations importantes ont été apportées pour le traitement des déchets bruts MAVL. D'autres se dessinent pour la mise en place d'une stratégie de vitrification qui passe par une incinération préalable. Les résultats obtenus jusqu'à présent permettent d'avoir confiance dans la pérennité des colis actuels sur des périodes de temps dépassant largement celles que l'on peut envisager pour un entreposage ou l'exploitation d'un stockage géologique. Ils permettent aussi d'estimer les conséquences radiologiques de situations de défaut de fabrication de colis ou de situations accidentelles avant et après fermeture d'un stockage. Enfin les résultats obtenus permettent d'envisager des modifications de procédés pour gérer les déchets HAVL du retraitement de nouveaux assemblages de combustibles. Le traitement du problème majeur du stockage géologique, qui est la prévision à long terme des flux de radioactivité qui arriveront à la biosphère, repose sur la modélisation du comportement des « matrices de confinement ». C'est pourquoi les études de vieillissement et d'altération de ces matrices en environnement géologique ont été importantes, se poursuivent et doivent se poursuivre. Les résultats acquis jusqu'à présent montrent que le confinement de la radioactivité portée par les produits de fission à vie longue et les actinides mineurs peut être évalué dans différentes hypothèses de comportement des installations de stockage pour tous les colis du MID. En général, les temps de confinement sont très longs et la perte d'intégrité des colis de verres, par exemple, n'est attendue qu'après des millénaires.

La Commission considère que les recherches sur le conditionnement des déchets ont permis des avancées technologiques dans la confection des colis et, de ce fait, d'aboutir à une rationalisation de leur gestion ; la Commission considère aussi que ces recherches ont permis de mieux comprendre quelle peut être l'évolution des déchets conditionnés sur des temps bien au-delà de ceux considérés jusqu'à présent en matière de pérennité des objets manufacturés.

### 5.3.5. Conditionnement céramique

Le verre est bien adapté à l'incorporation d'un ensemble d'éléments aux propriétés chimiques variées et il résiste bien à diverses agressions, en particulier à la lixiviation, ce qui lui confère une propriété de confinement sur le long terme vis-à-vis des éléments incorporés. Il existe des verres naturels

témoins d'une résistance prolongée à l'action de l'eau. Il existe aussi des minéraux naturels datés d'époques géologiques reculées et contenant des radioéléments naturels. L'idée d'inclure dans des structures analogues des radioéléments ou des éléments radioactifs a conduit très tôt à développer à l'étranger des céramiques mimétiques incorporant d'abord des actinides séparés (plutonium et uranium) puis les produits de fission et actinides mineurs (programme Synroc). Dans le cadre de la loi et en complément à la stratégie séparation-transmutation, le CEA et le CNRS (et d'autres acteurs de la loi) ont conduit des recherches visant à définir des composés pour confiner les actinides, le césium, l'iode et le technétium et à les obtenir à l'état de céramique. Les objectifs fixés aux recherches, tardives par rapport à celles sur les verres, ont été rapidement définis, compte tenu des résultats connus sur le confinement, et la formulation, l'élaboration et la lixiviation des céramiques (dites matrices quand elles incorporent 10 % d'éléments radioactifs ou plus) ont été étudiées simultanément. Aussi la communauté scientifique mobilisée sur ce thème a-t-elle obtenu, en quelques années, des résultats importants que la Commission a évalués annuellement.

La faisabilité scientifique d'une matrice céramique est acquise quand elle est monophasée, quand on l'obtient à l'échelle de la dizaine de grammes (quelques cm<sup>3</sup>) par frittage naturel (température inférieure à 1 500 °C), que son altération par l'eau renouvelée à 100 °C est de l'ordre de 10<sup>-2</sup> g.m<sup>-2</sup>. j<sup>-1</sup> (typiquement, celle du verre nucléaire est 100 fois plus élevée) et qu'on a des indications sur sa tenue aux rayonnements. De nombreux matériaux ont été testés, de nombreuses études ont été conduites et se poursuivent. Finalement, quatre composés pour incorporer les actinides ont été sélectionnés en 2001 pour subir les tests de la faisabilité technique dont les plus importants sont la tenue à l'irradiation prolongée par une radioactivité interne intense et la caractérisation complète de la lixiviation (température, effet de l'environnement, évolution de la vitesse qui généralement en milieu confiné décroît rapidement de plusieurs ordres de grandeur, comme pour le verre). Dans tous les composés et les céramiques, les actinides tri- et tétravalents incorporés participent aux liaisons chimiques car ils remplacent pour partie certains éléments constitutifs par un jeu compliqué de substitutions. Les composés sont les suivants : la britholite au néodyme, Ca<sub>9</sub>Nd(PO<sub>4</sub>)<sub>5</sub>(SiO<sub>4</sub>)F<sub>2</sub>, la zirconolite, CaZrTi<sub>2</sub>O<sub>7</sub>, le composite monazite brabantite, LaPO<sub>4</sub>/CaTh(PO<sub>4</sub>)<sub>3</sub> et le phosphate diphosphate de

thorium  $\text{Th}_4(\text{PO}_4)_4\text{P}_2\text{O}_7$  dit PDT (avec la variante composite PDT/ $\text{LaPO}_4$ ). Chaque matrice issue de ces composés a ses particularités (pourcentage de charge possible en tel élément, degré d'oxydation de l'élément incorporé, obtention plus ou moins aisée, morphologie, mécanisme d'altération, solubilité, taux de lixiviation,...) que l'on ne détaille pas ici. Le degré de connaissance que l'on a de chacune au regard de sa structure, de sa réactivité vis-à-vis de l'eau ou du rayonnement est variable. Toutes, mais pour des raisons diverses, sont très robustes à la lixiviation car en milieu fermé on atteint rapidement la limite de mesure de la libération des éléments incorporés ( $10^{-6} \text{ g.m}^{-2}.\text{j}^{-1}$  ou moins). L'influence du pH, paramètre important, est connue pour toutes les matrices. Les mieux caractérisées sont actuellement la zirconolite et le PDT. Le PDT, en incorporant les actinides tétravalents, donne des solutions solides simples de 25 à 50 % en masse d'actinides très bien décrites au plan thermodynamique. Des échantillons de toutes ces matrices contenant des émetteurs alpha de courte période, comme le plutonium 238, ont été préparés pour les études de faisabilité technique.

Au stade actuel des recherches la faisabilité technique de chaque matrice est encore en cours de démonstration. La fabrication de colis à l'égal des colis de déchets HAVL n'a pas été étudiée (car on en est encore loin) mais les techniques de frittage sont déjà utilisées dans le nucléaire et, pour ces matrices, comme le souligne le CEA, la transposition des procédés en milieu radioactif ne devrait pas poser de problèmes.

Les recherches sur le confinement par voie céramique des produits de fission ont conduit à la sélection de deux composés pour l'iode et le césium. Ces deux éléments sont particulièrement difficiles à confiner dans des composés minéraux en raison de leur volatilité lors de la préparation des composés. L'iode peut être incorporé dans une apatite du type  $\text{Pb}_{10}(\text{XO}_4)_6\text{I}_2$  où X est le vanadium ou le phosphore au taux de 8 % en masse. Pour augmenter le confinement de l'iode, l'apatite est elle-même enrobée dans un phospho-vanadate  $\text{Pb}_3(\text{XO}_4)_2$ . Le taux de lixiviation en milieu saturé atteint très vite une valeur de l'ordre de  $10^{-4} \text{ g.m}^{-2}.\text{j}^{-1}$ . La synthèse à l'état de céramique par frittage réactif et sous pression (600 °C, 25 MPa) du composite est acquise mais reste probablement très difficile à réaliser à l'échelle industrielle. Le composé sélectionné pour confiner le césium est une hollandite au fer,  $\text{Ba}(\text{Al,Fe})_2\text{Ti}_6\text{O}_{16}$  qui ne peut incorporer que quelques pour-cent de

césium. Sa préparation par frittage naturel à 1 000 °C est aussi acquise, elle est simple, mais le passage à une échelle industrielle demande beaucoup de vérifications. Comme pour l'iode et très rapidement en milieu saturé en eau, le taux de lixiviation atteint une valeur de l'ordre de  $10^{-5} \text{ g.m}^{-2}.\text{j}^{-1}$ . Pour l'iode et le césium de fission, la tenue au rayonnement n'est pas un problème.

Le technétium métallique est peu sensible à la lixiviation (taux de lixiviation de  $10^{-3} \text{ g.m}^{-2}.\text{j}^{-1}$  en milieu aéré). Il forme avec le niobium des alliages qui ont la même vitesse d'altération que le métal.

### **Appréciation des rapports CEA sur les matrices céramiques**

Les recherches sur les matériaux céramiques rapportées dans le rapport du CEA mettent bien en évidence les avantages qu'ils offrent pour le confinement des actinides et produits de fission, ainsi que les difficultés de mise en œuvre. Les deux rapports techniques sont très complets.

### **Conclusion sur le conditionnement céramique**

Les recherches sur les matrices céramiques (et aussi sur d'autres solides comme des verres spéciaux non évoquées ici) ont été conduites avec détermination par de nombreux chimistes d'une large communauté scientifique (CEA, CNRS, Universités). Elles montrent que la voie céramique offre des possibilités de confinement remarquables sur des temps très longs. Il s'agissait de recherches nouvelles qui doivent être complétées tant au plan fondamental qu'au plan appliqué et en envisageant des conditions d'un stockage. Les résultats acquis sont déjà nombreux. La faisabilité technique du conditionnement d'éléments séparés est en cours dans des installations désormais disponibles en France et à l'Institut des Transuraniens. Aujourd'hui le niveau d'avancement des connaissances sur les matrices céramiques n'est pas comparable à celui que l'on a des verres nucléaires. Toutefois, un travail substantiel - scientifique et technique - a été fait sur des échantillons et constitue une base solide pour aller vers certaines industrialisations. Le conditionnement industriel de l'iode pose un problème difficile.

### 5.3.6. Recherches en cours et poursuite des recherches

#### Recherches en cours

Il existe des recherches en cours conduites au CEA et au CNRS, de nature fondamentale, sur les matériaux de confinement. On donne ici quelques exemples.

La recherche de nouvelles formulations de verres est nécessaire, comme on l'a dit, pour incorporer les lanthanides et actinides produits dans le combustible à haut taux de combustion. Par exemple, on étudie des verres alumino- (4 %) boro- (8,5 %) silicatés (50 %), riches en Na (12 %), capables d'incorporer 16 % de lanthane ; on étudie en particulier le rôle structural du lanthane. Actuellement les actinides sont incorporés dans le verre R7T7 à hauteur de 0,4 % en masse de verre. Pour augmenter ce taux tout en conservant l'état vitreux, il faut trouver les limites d'incorporation. Ainsi il est difficile d'inclure le plutonium au-delà de la fraction du pour-cent (0,11 % mole Pu à 1 100 °C et 0,15 % à 1 400 °C) car au-delà il se forme des micro-cristaux de PuO<sub>2</sub>. Les actinides trivalents sont plus solubles (1 % à 1 100 °C et 3 % à 1 400 °C). On cherche à réduire le plutonium à l'état trivalent. Un autre exemple d'étude est celle des réactions redox dans le verre borosilicaté comme celles du couple Fe<sup>3+</sup>/Fe<sup>2+</sup> en fonction de la température. On cherche aussi à incorporer des éléments comme les molybdates et les phosphates par exemple dans des verres silico-sodo-calciques riches en MoO<sub>3</sub> et P<sub>2</sub>O<sub>5</sub>. La composition doit être trouvée pour éviter au refroidissement la démixtion en deux verres et la cristallisation de composés comme NaCaPO<sub>4</sub> et Mo<sub>4</sub>Na<sub>2</sub> et MoO<sub>4</sub>Ca.

L'altération du verre R7T7 est un sujet majeur. Au plan expérimental, on étudie l'influence des produits de corrosion métalliques formés en milieux argileux. Les produits de corrosion consomment le silicium par sorption ; les argiles empêchent le gel protecteur de se former, par des mécanismes qu'il convient d'élucider. D'un autre côté, les éléments apportés par les argiles comme l'aluminium, le fer et le magnésium peuvent être incorporés dans le gel. Il y a donc des interactions complexes qu'il est nécessaire d'explicitier. Le réalisme de la simulation numérique de la lixiviation par des méthodes de physique théorique, notamment de dynamique moléculaire, croît avec la puissance des ordinateurs et les possibilités de mise en œuvre qu'elle permet. Ces recherches sont à poursuivre.

Les recherches en cours sur les céramiques sont actives. Les plus récentes portent sur les cinétiques de lixiviation que l'on compare à celles d'analogues naturels dans une large gamme de pH. Si on séparait le césium, ce qui est faisable, il pourrait être incorporé dans une hollandite ([Ba<sub>x</sub> Cs<sub>y</sub>][AlTi<sup>3+</sup>)<sub>2x+y</sub>Ti<sup>4+</sup><sub>8-2x-y</sub>]O<sub>16</sub>). Les hollandites ferrifères (où le fer trivalent remplace le titane trivalent) sont plus faciles à synthétiser que celles purement au titane. On en étudie la structure, comme pour BaCs<sub>0,28</sub>Fe<sub>0,82</sub>Al<sub>1,46</sub>Ti<sub>5,72</sub>O<sub>16</sub> ou S<sub>0,24</sub>Ba<sub>1,04</sub>Fe<sub>2,32</sub>Ti<sub>5,68</sub>O<sub>16</sub>, ainsi que la mobilité du césium dans les cavités de la structure et aussi la tenue au rayonnement bêta par irradiation aux électrons pour simuler le confinement du césium radioactif.

La lixiviation de l'oxyde d'uranium dopé avec Pu238/239 ou sous rayonnements alpha, bêta et gamma en conditions anoxiques est à l'étude. La concentration de l'uranium et la production d'hydrogène augmentent avec la teneur en plutonium de l'oxyde tandis que l'irradiation externe sous un ciel réducteur d'hydrogène conduit à une diminution drastique de la production d'eau oxygénée (quatre ordres de grandeurs par rapport à l'air) ce qui montre la dissolution oxydante de l'oxyde d'uranium et la formation de peroxyde d'uranium en surface.

#### Recherches futures

Au terme du temps alloué par la loi, il est clair que certaines recherches sur le conditionnement des déchets ne sont pas terminées, qu'il s'agisse des conditionnements actuels ou d'autres conditionnements innovants et susceptibles d'être un jour utilisés pour de nouveaux besoins.

Les verres nucléaires doivent évoluer pour confiner toutes les solutions de produits de fission attendues du traitement du combustible UOX à des taux de combustion supérieurs à celui des assemblages actuellement traités et du traitement du combustible MOX usé. Le CEA a indiqué qu'il travaillait sur ce sujet. La mise au point d'une nouvelle génération de verres bénéficiera des acquis obtenus dans le cadre de la loi, mais c'est une opération qui nécessite encore à la fois des recherches fondamentales et des développements technologiques, en particulier sur le creuset froid. La stratégie du « tout au verre » initiée en France demande une recherche constante.

La démonstration de la faisabilité technique d'utilisation de céramiques pour incorporer des éléments radioactifs séparés doit être achevée. Il convient de



conduire à terme des recherches qui ont montré que l'on pourrait jouer sur la diversité des conditionnements pour accompagner le nucléaire du futur, qui demandera un traitement de la matière radioactive différent de celui d'aujourd'hui.

Enfin, la reprise des déchets anciens en vrac est en cours. Il s'agit d'une opération importante qui pourrait conduire en particulier à la fabrication de colis d'enrobés de bitume. Certes, le procédé d'enrobage est maîtrisé, mais la caractérisation complète des boues à conditionner doit être achevée.

## **5.4. ENTREPOSAGE DE LONGUE DURÉE**

Dans son rapport n° 10 la Commission a examiné l'alternative présentée par les industriels pour répondre à l'objectif de créer un entreposage de longue durée (jusqu'à 300 ans), soit par réalisation d'entrepôts industriels dont la durée de vie peut être estimée à une centaine d'années sur la base du retour d'expérience des installations actuelles, avec leur reconstruction éventuelle par tranches séculaires, soit par la réalisation d'entrepôts conçus dès le départ pour une durée pouvant aller jusqu'à 300 ans, limite de durée actuellement jugée à la fois accessible et maximale.

Le CEA a rapporté les résultats de ses recherches sur l'entreposage de longue durée dans deux séries de rapports thématiques complétant le rapport de synthèse :

- la première série, relative aux conteneurs pour l'entreposage - et éventuellement le stockage : trois rapports relatifs respectivement aux conteneurs pour déchets HAVL et MAVL et pour combustibles usés ; une note d'évaluation des risques potentiels de corrosion des conteneurs de déchets MAVL ;
- la deuxième série, constituée des dossiers de synthèse des études d'entrepôts de longue durée : six rapports, traitant des installations en surface ou en subsurface, pour les déchets MAVL, HAVL et les combustibles usés, auxquels est joint un dossier présentant les connaissances sur les phénomènes de corrosion pour les déchets HAVL.

### **5.4.1. Entreposages industriels actuels des colis primaires de déchets**

*L'entreposage des assemblages de combustible usé* est aujourd'hui réalisé en deux étapes : en piscines, dans un premier temps auprès des réacteurs des cen-

trales, puis sur le site de La Hague, jusqu'à son traitement. A la cadence actuelle de traitement, les piscines existantes assurent une capacité d'entreposage pour les vingt prochaines années. En piscine, à froid, la corrosion des assemblages est insignifiante et la durée de l'entreposage sous surveillance n'est pas limitée mais les installations ont été conçues pour une durée de l'ordre du demi-siècle. Le CEA rappelle aussi l'existence d'une installation opérationnelle depuis 1990 à Cadarache (CASCAD) dévolue à l'entreposage à sec des combustibles irradiés spéciaux (combustibles des réacteurs de recherche, combustibles expérimentaux...). Cette installation passive a été conçue pour 50 ans d'exploitation, les assemblages de combustible étant placés dans des conteneurs en acier, eux-mêmes placés dans des puits refroidis par circulation d'air en convection naturelle.

*L'entreposage des colis de déchets HAVL* est illustré par la description de l'installation E-EV-SE située sur le site de La Hague, d'une capacité actuelle de 4320 CSD-V (colis de verre) correspondant à environ sept années de production ; cette capacité peut être multipliée par huit, par extension de l'installation, afin de pouvoir recevoir tous les colis de verre issus du parc actuel de réacteurs. Le refroidissement est assuré par ventilation naturelle.

Les entrepôts de colis de déchets MAVL à Cadarache, La Hague et Marcoule prennent en charge des colis très nombreux et de natures diverses. L'installation citée comme exemple est l'entrepôt ECC du site de La Hague destiné à recevoir les colis primaires de déchets de coques et embouts compactés (CSD-C).

La Commission, dans son précédent rapport (§ 4.2.2), a indiqué qu'un consensus s'est établi sur la possibilité, pour les entrepôts récemment réalisés, qui nécessitent une surveillance et une maintenance permanente, de durer cent ans sans nécessiter de jouvence importante. Il serait donc possible de répondre à un objectif d'entreposage de plus longue durée en reconstruisant périodiquement des installations d'entreposage industriel. Le CEA considère que, au sens de la loi de 1991, l'entreposage de longue durée doit pouvoir être exploité jusqu'à 300 ans.

L'entreposage visant d'emblée la longue durée pose de nouveaux problèmes. Il convient de prendre en compte :

- la robustesse, par exemple un défaut de maintenance durant une dizaine d'années (un aléa sur trois siècles) ne doit pas entraîner de problème de sûreté ;
- la connaissance du vieillissement des constituants de l'entreposage ;
- la minimisation des charges pour les générations futures.

Ces critères sont applicables à tous les composants de l'entreposage que sont les colis primaires de déchets et leurs conteneurs, l'installation d'entreposage et le site d'accueil.

Après une étude préliminaire, le CEA a retenu quatre concepts concernant les colis primaires de déchets thermiques (HAVL, combustible usé), les colis primaires de déchets MAVL, respectivement pour un entreposage en surface et en sub-surface.

La présentation adoptée jusqu'à présent par la Commission pour évaluer les recherches de l'axe 3 sur les conteneurs et les entreposages sera conservée, bien qu'elle ne soit pas celle du rapport CEA. La Commission examine successivement les conteneurs pour les différents types de colis primaires de déchets et d'assemblages de combustible usé puis les installations d'entreposage (entrepôts) et leur site d'accueil.

#### **5.4.2. Conteneurs pour colis primaires de déchets et d'assemblages de combustible usé**

Dans la situation actuelle ce sont les colis primaires qui sont placés en l'état dans les entrepôts industriels (cf. § 5.4.1 ci-dessus). L'objectif de conservation de ces colis primaires sur des périodes allant jusqu'à 300 ans a conduit le CEA à prévoir leur mise en conteneur d'entreposage.

##### **Conteneurs pour colis primaires de déchets MAVL (déchets B)**

Pour les déchets MAVL la solution retenue est un conteneur en béton de forme parallélépipédique afin d'être compatible avec les projets Andra d'installation de stockage. Son étude a été menée conjointement par le CEA et l'Andra. La Commission en a rendu compte dans son rapport n° 10.

Les informations complémentaires reçues par la Commission se rapportent à la réalisation des démonstrateurs de conteneurs. Toutefois, la Commission n'a pas reçu de documents concernant un programme d'essais visant la durabilité.

Pour rechercher la durabilité du conteneur, une démarche en plusieurs étapes a été retenue. Elle consiste, dans un premier temps, à définir les choix de conception des conteneurs en s'appuyant sur l'expérience industrielle et les référentiels normatifs liés au béton. La Commission note que la démarche « normative » classique ne saurait, à elle seule, apporter la preuve d'une durabilité du béton supérieure à une centaine d'années, alors même que de nombreuses dispositions de bonne pratique sont prises pour garantir la qualité du béton.

Le béton est très compact et de faible porosité. La capacité à mettre en oeuvre le matériau et à obtenir un étal initial de la meilleure qualité possible est conditionnée par des paramètres comme une faible chaleur d'hydratation lors de la prise, un retrait endogène limité et une relaxation suffisante des contraintes générées au jeune âge par les déformations empêchées dans la structure. La durabilité est également subordonnée à la prévention des pathologies du béton comme les réactions alcali-granulats, les dégradations liées à l'hydrolyse, à la carbonatation, aux sulfates et à la corrosion des armatures. Le ciment et les constituants du béton ont été spécifiés en conséquence. Par ailleurs, des fibres et armatures en acier inoxydable ont été retenues afin de parer à une corrosion par les ions chlorure. Des essais prolongés sont en cours pour évaluer le comportement des composants des conteneurs vis-à-vis de certains phénomènes (diffusion des gaz de radiolyse, transport des chlorures).

Les démonstrateurs ont été réalisés, comme prévu, à fin 2004. La Commission les a examinés lors de sa visite à VALRHO du 2 février 2005. Le programme de fabrication a permis de démontrer la capacité industrielle à mettre en oeuvre un tel béton et de valider la faible chaleur d'hydratation des bétons retenus ainsi que la bonne relaxation des contraintes sans fissuration. L'étude de la durabilité des démonstrateurs reste à effectuer.

Il faut noter également que toute la problématique de gestion des gaz (hydrogène de radiolyse) n'intéresse que la phase d'entreposage et non celle du stockage pour les déchets B.

Les essais de durabilité, comme toutes les études de comportement à long terme, posent le problème de l'extrapolation des résultats obtenus sur de courtes durées et donc la question de l'interprétation des phénomènes de base. Il est nécessaire de poursuivre ces tests sur plusieurs années pour vérifier la validité des extrapolations faites. C'est ce qui est prévu par le CEA.

### **Conteneurs pour les colis primaires de déchets HAVL et assemblages de combustible usé**

Une mise au point doit être faite vis-à-vis de la rédaction faite par la Commission dans son rapport n° 10 concernant les conteneurs d'entreposage pour les colis primaires de déchets vitrifiés. En effet, il est maintenant clairement annoncé par le CEA qu'un conteneur d'entreposage de conception et de géométrie identiques à celui présenté pour les MOX et les UOX mais de hauteur moitié (2,70 m) a été retenu. Ce conteneur est conçu pour six colis répartis sur deux niveaux.

La description des conteneurs pour les assemblages de combustible usé mis en étui a été faite dans le rapport annuel n° 10 de la Commission (cf. annexe E au chapitre 4) et ne sera donc pas reprise ici.

Le conteneur a fait l'objet d'une étude détaillée comportant le choix du matériau et du système de fermeture ainsi que le dimensionnement vis-à-vis du risque de criticité, de la thermique et de la tenue mécanique. Cette étude a été complétée par la fabrication de démonstrateurs. Un programme de démonstration de durabilité a été mis en place pour établir, à terme, que les matériaux et systèmes de fermeture choisis ne présentent pas de phénomènes de dégradation réhibitoires dans la longue durée. Les essais ont commencé.

Les informations complémentaires apportées par le CEA lors de l'audition du 9 mars 2005 portent sur la modélisation de la corrosion des conteneurs en ELD. En début d'entreposage, la puissance thermique des colis est telle que la température de la paroi externe des conteneurs est suffisamment élevée pour rendre impossible toute condensation sur leur surface. L'humidité relative à la paroi des colis est alors toujours inférieure à 40 % : la surface externe des conteneurs est le siège d'un phénomène de corrosion appelé « corrosion sèche ». La modélisation de l'évolution de la température et du taux d'hygrométrie à la surface des zones les plus froides

des conteneurs dans le cadre d'un entreposage de référence permet d'évaluer la durée de cette phase de corrosion sèche à au moins 100 ans.

Le programme expérimental réalisé au CEA a permis de confirmer les faibles vitesses des phénomènes de corrosion sèche et de proposer une méthode d'extrapolation basée sur les énergies apparentes d'oxydation. Le calcul, effectué de façon très majorante en supposant une température de 300 °C conduit à une épaisseur de métal corrodé de 100 µm pour 100 ans. Ce calcul est de plus effectué en prenant en compte un écaillage périodique de l'oxyde formé en surface. L'étude des mécanismes de croissance de la couche d'oxyde, en cours, devrait apporter la robustesse à ces extrapolations en explicitant plus finement les étapes élémentaires de croissance de la couche.

Lorsque la puissance thermique diminue, la paroi externe des conteneurs peut être l'objet d'une corrosion de type « atmosphérique », dépendant de la durée d'humidification et/ou des cycles d'humidification et de séchage de la surface des conteneurs en fonction des conditions météorologiques et thermiques spécifiques au site. Compte tenu de la période de corrosion sèche s'étendant au moins sur les cent premières années d'entreposage et d'une durée maximale d'entreposage de 300 ans, la durée maximale de cette phase de corrosion atmosphérique est estimée à 200 ans.

L'application des normes ISO 9223 et 9224 de corrosion atmosphérique pour cette période conduit à une épaisseur de métal consommé de l'ordre de 250 µm au bout de 200 ans, alors que l'application des lois cinétiques semi empiriques fournies par la littérature conduit à un endommagement inférieur à 200 µm, en supposant dans les deux cas une atmosphère non traitée mais sans polluant particulier. Ces approches prennent en compte une valeur majorante de la fréquence d'apparition d'une humidité relative supérieure ou égale à 80 % en zones froides des colis (critère des normes ISO) par rapport à celle déterminée par la modélisation d'un entrepôt de référence. Les résultats obtenus avec cette approche de la corrosion atmosphérique sous abri sont en accord avec les mesures d'épaisseurs de métal corrodé effectuées sur des analogues archéologiques sous abri âgés de 300 à 500 ans. Enfin, l'identification et la compréhension, qui se poursuivent, des mécanismes élémentaires des phénomènes liés à la corrosion atmosphérique permet-

tent déjà, avec les connaissances acquises d'apporter de la robustesse à l'ensemble de la démarche.

Le cumul des deux phases de corrosion sèche et de corrosion atmosphérique conduit à une épaisseur totale de métal consommé de l'ordre de 350 µm après 300 ans d'entreposage, soit moins de 1 % de l'épaisseur de paroi des conteneurs. Au plan de la méthodologie, ces études relatives à la corrosion sont certes intéressantes mais les résultats dépendent des conditions météorologiques et thermiques du site d'accueil de l'entrepôt.

La Commission considère que l'ensemble des études menées par le CEA avec l'Andra et EDF sur les conteneurs d'entreposage compatibles avec le stockage a atteint un stade de définition suffisant pour assurer la qualité de réalisation des différents conteneurs. Les études sur la durabilité sont lancées et seront poursuivies dans les prochaines années. Toutefois, les résultats obtenus à ce jour, quoiqu'encourageants, restent limités. Ils ne permettent pas d'affirmer la durabilité du conteneur à l'échelle de 300 ans.

#### **5.4.3. Entrepôts de longue durée**

Un entrepôt de longue durée ne se différencie d'un entrepôt industriel que par la recherche d'une plus grande robustesse et surtout par une durabilité plus longue des composants. Au niveau scientifique, c'est le point essentiel des études car la définition des concepts des différents entrepôts relève surtout de l'ingénierie. Le détail de ces concepts et particulièrement pour les concepts d'entrepôts en subsurface est de plus fonction des caractéristiques du site d'accueil qui n'est toujours pas défini.

Les études conceptuelles faites dans les quatre cas envisagés, colis de déchets MAVL, colis thermiques (HAVL, CU), respectivement en surface et subsurface, sont décrites en quatre dossiers de synthèse. Les concepts sont ceux-là même que la Commission a présentés dans son précédent rapport annuel (§ 4.2.2). Les dossiers de synthèse n'apportant que des informations succinctes, le CEA a prévu d'établir des dossiers de définition, plus complets, qui n'ont pas à ce jour été communiqués à la Commission.

#### **Entrepôts de longue durée pour colis primaires de déchets MAVL conteneurés**

A titre de rappel, l'*entrepôt de surface* présenté par le CEA est de conception modulaire. Il est composé

de bâtiments en béton armé destinés à protéger les conteneurs d'entreposage de certaines agressions externes (notamment des chutes d'avion), les modules sont de 8 à 9 par bâtiment et sont affectés chacun à une famille de colis d'entreposage de déchets, définie par rapport aux colis primaires de déchets qu'ils contiennent. S'il s'agit d'une famille de colis particulièrement irradiants, une protection biologique supplémentaire est ajoutée (dalle de béton). Pour les colis à faible émission thermique, un refroidissement par ventilation naturelle est suffisant, ce qui contribue par ailleurs à maintenir une humidité compatible avec le transfert de l'hydrogène au travers de la paroi du conteneur, à diluer et évacuer l'hydrogène et tout autre composé gazeux. Un *entrepôt en subsurface* comporte deux parties, l'une en surface pour les installations d'accueil et de mises en conteneurs d'entreposage des colis primaires de déchets, l'autre en subsurface, réalisée à flanc de colline, composée de galeries d'entreposage et de galeries de servitudes techniques. Le problème spécifique de ce concept en subsurface tient au fait qu'on ne peut démontrer la faisabilité de la ventilation naturelle. C'est donc une ventilation forcée qui est retenue pour ce concept.

Il n'y a pas eu d'éléments nouveaux présentés à la Commission sur les concepts d'entreposage. Le fait nouveau important concerne le comportement des géomatériaux et des bétons qui concerne également les entrepôts pour colis thermiques et sera donc traité en commun.

#### **Entrepôts pour colis thermiques HAVL et assemblages de combustible usé conteneurés**

À titre de rappel, le CEA propose qu'un *entrepôt en surface* pour colis de déchets HAVL, sources de chaleur, soit du type entreposage à sec en casemate semi-enterrée. L'installation comporte deux zones, une zone de réception des colis primaires de déchets contenant également les installations de conduite et de surveillance de l'entrepôt et une zone de dépôt des colis d'entreposage composée de modules indépendants les uns des autres. Une ventilation naturelle permet d'assurer l'évacuation de la chaleur dégagée par les colis, suffisante pour que l'humidité relative soit maintenue à un niveau garantissant une corrosion très faible des conteneurs (cf. § 5.4.1). Les manutentions sont normalement faites par télé-opération mais peuvent être commandées localement, si nécessaire.

Ce concept n'a pas fait l'objet de présentation d'éléments nouveaux en 2005.

Le concept d'*entrepôt en subsurface*, présenté par le CEA, est basé sur le principe d'une installation modulaire avec entreposage vertical en puits ventilés contenant chacun deux colis d'entreposage. Les modules sont ventilés par convection naturelle pour leur refroidissement qui est assuré de façon telle que l'humidité relative au voisinage des conteneurs demeure suffisamment basse pour limiter la vitesse de corrosion des conteneurs. La manutention est faite par télé-opération en situation normale avec possibilité, si nécessaire, de commander localement les manœuvres de manutention.

La simulation numérique des évolutions thermiques dans les installations d'entreposage de longue durée est nécessaire pour la conception des installations et la garantie d'un bon refroidissement des colis. Le CEA a étudié le comportement thermo-aérodynamique d'un entrepôt en sub-surface en opérant une modélisation 1D complète pour estimer les débits, les températures d'air et de colis pour diverses situations de chargement et de conditions externes. Des simulations ont ainsi été effectuées au moyen du code CATHARE. Ces simulations, appliquées au concept d'avant-projet sommaire, en régime permanent, en début de vie et à 100 ans, ont montré des déséquilibres de débit entre les galeries distributrices et entre les différents puits. Ces déséquilibres seraient la cause de points chauds (supérieurs à la température limite de 80 °C) en début de vie de l'entrepôt. Les résultats obtenus ne sont pas satisfaisants.

La modélisation se fait à l'aide des équations de Navier-Stokes turbulentes dans l'approximation de Boussinesq. Ce sont des problèmes très difficiles, en limite de faisabilité, même sur des géométries simples. C'est la raison pour laquelle le CEA ne peut pas actuellement reproduire par le calcul les observations expérimentales (maquette SIGAL). La vérification de l'obtention de l'effet cheminée nécessaire à l'établissement d'une ventilation naturelle et la cartographie détaillée des températures en fonction de la puissance thermique des colis et de leur position dans l'installation ne peuvent être effectuées par simulation dans l'état actuel des connaissances. Il est donc nécessaire de poursuivre l'effort de recherche.

Une des causes particulières de la difficulté de la simulation numérique du fonctionnement d'un entrepôt de subsurface tient aux incertitudes sur les pertes de pression singulières (essentiellement aux branchements de dérivation et de connexion de galeries ayant des sections qui peuvent être différentes) et sur les coefficients d'échange thermique dans un espace annulaire. C'est la raison pour laquelle le CEA a engagé le programme expérimental Prométhée, dont la Commission a pu voir le dispositif d'essai. Les essais déjà effectués ont permis de recommander des corrélations permettant de modéliser avec une meilleure précision les échanges thermiques dans l'espace annulaire entre conteneur et puits en béton.

La Commission a visité le 2 février 2005 les installations du CECER à Marcoule dont les travaux étaient très avancés. La galerie d'illustration et de démonstration d'un ELD en subsurface dont la vocation est une expérimentation des colis d'entreposage en milieu confiné et surtout une étude du fonctionnement thermique d'un ELD en situations normale et dégradée. Cette réalisation montre l'importance de l'investissement à faire pour réaliser un ELD en subsurface.

## Bétons

La question de la tenue, sur longue durée, des matériaux naturels et des bétons se pose surtout pour l'entreposage des colis primaires de déchets dégageant de la chaleur. Dans le cadre de sollicitations thermiques de durées limitées, le bon niveau de connaissance phénoménologique ainsi que les modélisations associées validées à partir d'essais sur maquettes permettent de prendre en compte dans le dimensionnement les phénomènes thermo-hydro-mécaniques d'altération potentiels des structures.

La démarche scientifique de R & D s'est essentiellement structurée autour de thèmes relatifs à :

- l'acquisition de données expérimentales (acquisition de données d'entrée THM pour les modèles, identification des paramètres dimensionnants, évolution des propriétés avec la température),
- le développement de modèles prédictifs phénoménologiques validés expérimentalement aussi bien à l'échelle du matériau qu'à l'échelle de structures métriques, au moyen des maquettes BETHY et MAQBETH représentatives d'ouvrages.

BETHY est constituée d'une éprouvette métrique dédiée à l'étude de l'effet de la cinétique de montée en température du béton de structure. Chaque éprouvette pèse une tonne et est équipée d'une trentaine de capteurs (température, déformation, pression...). MAQBETH est un équipement expérimental à plus grande échelle (25 tonnes de béton armé et 2,2 tonnes d'armatures) comportant 60 capteurs de température, 8 hygromètres, 8 capteurs de pression et 44 jauges de déformations. Il représente la structure en béton armé d'un puits d'entreposage. Un dimensionnement à 80 °C (basé sur des normes de génie civil) a été retenu mais des domaines plus étendus ont été explorés dans le but d'évaluer les marges.

Les outils de modélisation phénoménologique actuellement disponibles concernent le comportement thermomécanique, thermo-hydrique du béton à court terme, ainsi qu'une première approche du couplage thermo-hydro-mécanique. Des calculs de cas-tests basés sur les essais sur maquettes, en considérant des chargements de types extrêmes, ont permis de s'assurer d'un bon niveau de réponse des outils, d'identifier, de confirmer les paramètres dimensionnants (effet des gradients thermiques, importance de la fissuration sur le transport et des transferts hydriques sur les phénomènes de séchage) et d'apprécier les marges.

Enfin, à l'échelle d'un ouvrage en vraie grandeur, la galerie GALATEE du CECER à Marcoule constitue un outil de démonstration technologique. Ce projet constitue également une étape de validation des modèles et permettra d'évaluer leur caractère prédictif.

GALATEE est une galerie en béton de 40 m de longueur, de 8 m de largeur et de 8 m de hauteur, semi-enterrée et recouverte de remblais, comportant deux salles expérimentales. L'une représente un tronçon de galerie d'entreposage en subsurface avec un puits d'entreposage permettant une manutention des colis en conditions environnementales représentatives, l'autre est équipée pour l'étude du comportement thermique du béton et des composants en situation de refroidissement normal ou dégradé.

Les études déjà réalisées sur le comportement thermo-hydro-mécanique du béton et les nouveaux moyens expérimentaux à présent disponibles vont permettre de réaliser une simulation du comportement de structures simples en béton, soumises à

des chargements élevés, en prenant en compte les couplages thermo-hydro-mécaniques. Il est aussi prévu d'acquérir des connaissances sur le fluage du béton en température.

Le CEA a évolué dans ses indications sur la durée de vie des ouvrages, parallèlement à la progression des études menées dans ce domaine. Jusqu'en 2004, une durée de vie de 100 ans était avancée sur la base du retour d'expérience et de l'état de l'art. La possibilité de l'atteinte d'une durée de vie de 300 ans était seulement évoquée. Cette position était liée à l'état des connaissances utilisables en génie civil. En effet, dans ce domaine, le dimensionnement des structures vis-à-vis du comportement à long terme repose sur des modèles s'appuyant sur des normes issues elles-mêmes du retour d'expérience. L'applicabilité de ces modèles à des périodes dépassant le retour d'expérience ne peut donc être démontrée. C'est cette limitation qui restreint à 100 ans voire 120 ans la garantie que donnent les constructeurs pour les meilleurs ouvrages en béton. Le CEA ne disposant pas encore, jusqu'à l'an dernier, d'éléments suffisamment avancés pour étayer sa conviction ne prenait donc en compte, dans une approche prudente, que cette durée de vie garantie de 100 ans.

Aujourd'hui, le CEA affirme que, moyennant l'adoption de dispositions de construction adaptées, la durée de vie des ouvrages pourra atteindre 300 ans. Ce changement de position s'appuie sur la capitalisation qui est maintenant possible de l'ensemble des connaissances acquises au cours des études de mécanismes d'altération.

La Commission estime que les études effectuées par le CEA apporteront dans le futur des informations sur la tenue des ouvrages en béton sur longue durée. Elle note que l'altération chimique du béton, en fonction des conditions d'environnement souterrain, reste à étudier, si nécessaire, pour un site d'application. Il est à remarquer que seule la tenue mécanique des ouvrages en béton doit, pour un entrepôt, être assurée, le béton n'exerçant aucune fonction de confinement. Par ailleurs, les phénomènes qui contribuent majoritairement à l'altération des bétons sont connus : carbonatation et attaque par les sulfates de la pâte de ciment, réaction avec les granulats et corrosion des armatures pour le matériau béton proprement dit. Depuis peu, l'ensemble des résultats acquis au cours des dernières années permet une première modélisation des cinétiques d'altération du matériau. Pour assurer la robustesse

de cette démarche, les calculs d'évolution ne considèrent cependant que les mécanismes prédominants et prennent en compte des hypothèses simplificatrices systématiquement choisies comme pénalisantes. Le CEA poursuit d'ailleurs les études afin d'affiner cette modélisation du comportement sur le long terme. Dans la démarche qu'il propose, le CEA prévoit un recalage des modèles sur les observations après les premières décennies de vie de la structure dans son environnement et, si nécessaire et si possible, de mettre en œuvre des mesures pour limiter l'action des phénomènes d'altération.

L'état des connaissances sur l'évolution du béton permet de choisir les dispositions majorantes à adopter pour le dimensionnement des ouvrages (définition d'enrobages prenant en compte les modifications chimiques du béton au cours du temps, schémas de ferrailage optimisés, prise en compte des chargements thermiques) pour que ceux-ci restent intègres le plus longtemps possible.

La Commission note que le CEA a acquis « une bonne confiance dans la durabilité des ouvrages » en béton, mais remarque que cette durabilité n'a pas été démontrée pour la longue durée (300 ans), et encore moins pour des conditions d'environnement sévères.

### **Géomatériaux**

La principale faiblesse des études d'entreposage en sub-surface réside en ce qu'elles sont fondées sur un « site générique », alors que de telles études devraient être faites en considération des propriétés d'un site d'application. C'est ainsi qu'il existe des cavernes vieilles de plusieurs dizaines de milliers d'années qui n'exigent aucun soutènement. Certaines formations géologiques existantes permettraient d'éviter l'utilisation d'un revêtement en béton.

Le CEA identifie deux fonctions distinctes des soutènements et revêtements : (1) prévention de chute occasionnelle de blocs de roche, (2) reprise des contraintes mécaniques du massif rocheux. Les dispositions constructives dépendent non seulement de la fonction auquel le soutènement doit répondre, mais également de la qualité de la roche du site. Le CEA établit une classification des couples ouvrages/sites vis-à-vis des fonctions de stabilité, en trois classes caractérisées par les risques mécaniques liés à la tenue mécanique de la roche, par les dispositions constructives prises pour les ouvrages en béton

et par la durabilité. Il est surprenant de constater qu'un site qui nécessiterait un ouvrage de « classe 3 » caractérisé par une médiocre tenue de la roche qu'il faudrait compenser par la réalisation d'un ouvrage en béton armé, de durabilité médiocre, puisse être envisagé pour accueillir les installations d'entreposage, le critère d'autostabilité de la roche n'ayant pas été jugé obligatoire, mais seulement important, par le CEA. Il ne serait pas raisonnable de sélectionner un site dont la qualité de la roche est telle que le seuil de rupture de la roche soit systématiquement atteint, pour les chargements thermo-mécaniques prévus. La qualité du site doit permettre de construire une installation de « classe 1 » ou *a minima* de « classe 2 », tenant compte également des incertitudes inhérentes à tout ouvrage géotechnique. Il est à noter qu'il est d'autant plus difficile de prédire l'évolution sur des périodes séculaires du comportement du massif soumis à des sollicitations thermomécaniques, que l'endommagement de la roche est important.

Le CEA reconnaît qu'une prédiction quantitative du fonctionnement de l'ouvrage nécessite entre autres une caractérisation tridimensionnelle du site et la mise en place d'expériences *in situ* en thermomécanique.

Vu l'énorme variabilité des milieux naturels, on peut s'interroger sur la valeur de simulations effectuées sur la base des propriétés d'un site générique, sans référence à un site réel. Une prédiction quantitative nécessite une caractérisation géotechnique fine du site (réseau de fissures, propriétés hydrauliques et mécaniques de la roche et des joints).

Le CEA propose aussi des mesures appropriées à la gestion des infiltrations d'eau, mais il est difficile de garantir qu'elles seraient suffisantes sans une connaissance approfondie du site d'entreposage.

L'effort accompli pour la connaissance du comportement à long terme des bétons devrait donc, si les recherches étaient poursuivies, être doublé d'un effort considérable pour la caractérisation d'un site d'application et la modélisation de son évolution sous l'effet d'un ouvrage d'entreposage de déchets dissipatifs thermiquement.

### **Gestion à long terme des entrepôts**

Un des soucis majeurs de l'entreposage à long terme est, dans sa gestion, la continuité de la surveillance et de la maintenance de l'installation.

Ce point a déjà été souligné dans les rapports précédents de la Commission mais mérite d'être rappelé. Il est en effet essentiel qu'une surveillance continue permette à l'exploitant de s'assurer qu'il reste dans un domaine de fonctionnement sûr en suivant l'évolution du vieillissement des composants par rapport aux prévisions initiales et en détectant toutes anomalies aux niveaux les plus bas possibles. Cette surveillance doit s'appliquer sur tous les composants de l'installation, à commencer par les conteneurs d'entreposage, quoique le CEA n'ait pas explicitement prévu la surveillance de la température de chaque conteneur, qui pourrait néanmoins être nécessaire. La surveillance doit être assortie de moyens d'entretien et de maintenance : une installation d'entreposage de longue durée n'est pas purement « passive » et l'action de l'homme est nécessaire.

Un effort de réflexion a été fait par le CEA, enrichi de l'expérience déjà acquise sur les entreposages industriels. Il est probable que des améliorations seraient encore nécessaires au niveau des capteurs et des techniques de mesure pour le suivi du vieillissement des matériaux. Toutefois, l'entreposage étant une installation « ouverte » et réalisé par tranches successives, le suivi en serait facilité et resterait toujours perfectible tant qu'il n'y aurait pas de perte de la maîtrise technique par la société. A cet égard, le CEA a retenu dans le dimensionnement le scénario d'une absence de maintenance de l'entreposage pendant dix ans. Le cas de l'abandon total et l'oubli du site n'a pas été retenu car il conduirait, inéluctablement, à des conséquences inacceptables pour l'homme et l'environnement.

La Commission a souligné à plusieurs reprises l'importance des problèmes sociétaux à prendre en compte lorsque l'on traite du long terme. Le cas de l'entreposage y est particulièrement sensible du fait de son accessibilité, condition intrinsèque de son exploitation. Il est primordial que les meilleurs efforts soient faits pour apporter une certaine passivité à l'installation et allouer des délais conséquents à l'exécution des interventions de maintenance. Il n'en reste pas moins que cette étude renforce le fait que l'hypothèse d'une stratégie fondée sur le seul entreposage ne peut apporter les garanties de sûreté que l'on doit aux générations futures sans que soient assurées, par ces générations, surveillance et maintenance.

#### **5.4.4. Stratégie de longue durée fondée sur des entreposages industriels**

Cette stratégie a déjà été exposée dans le rapport n° 10 de la Commission (§ 4.2.2.5) et a fait l'objet d'une nouvelle présentation par Areva, EDF et CEA. L'accent a été mis sur les capacités et le retour d'expérience acquis sur l'entreposage en piscine des assemblages de combustible usé et sur l'entreposage à sec des colis de déchets vitrifiés. L'industriel considère que la durée de vie des installations récentes pourrait être de l'ordre de 100 ans pour ces objets et que, compte tenu des possibilités d'extension, cela permet de faire face aux besoins qui résultent des stratégies d'évolution du parc de réacteurs présentées par EDF. Pour ce qui concerne les colis de déchets MAVL, il s'agit de déchets ultimes qui pourraient être admis en stockage géologique dès qu'il serait disponible. Selon les industriels, il n'est donc pas besoin d'entreposage de longue durée pour ce type de colis. Mais la fragilité de l'argumentation des industriels présentée ci-dessus réside dans les incertitudes de réalisation et de continuité des différents programmes qui y concourent.

#### **5.4.5. Conclusion sur l'entreposage de longue durée**

L'entreposage est un maillon essentiel de la gestion des déchets par la flexibilité qu'il apporte dans le déroulement des différentes étapes opérationnelles de cette gestion.

Bien que lancées assez tardivement par le CEA, les études des conteneurs d'entreposage ont été menées avec détermination en collaboration avec l'Andra et EDF et ont permis de définir des conteneurs (ceux destinés aux colis de déchets MAVL sont compatibles avec le stockage). Des démonstrateurs à l'échelle 1 pour l'ensemble des conteneurs d'entreposage ont été réalisés à fin 2004. Les études de durabilité sont lancées et se poursuivront encore sur plusieurs années.

Les études concernant les entrepôts de longue durée ont été lancées encore plus tardivement et restent au niveau conceptuel. La modélisation du comportement de ces entrepôts doit faire des progrès substantiels. Des avancées ne pourront avoir lieu qu'après sélection d'un site d'application. Des critères de choix de site ont été établis mais le niveau d'exigence pourrait devoir être relevé afin de par-



venir à démontrer la durabilité multiséculaire des ouvrages.

La Commission estime que le choix entre le lancement immédiat d'un entreposage de longue durée et une solution par étapes successives en utilisant les entrepôts industriels existants mérite une évaluation particulière, notamment au plan économique. En effet la possibilité de disposer d'un stockage géologique avant 50 ou 100 ans paraît suffisamment crédible pour que l'on n'ait pas à prendre en compte l'entreposage de longue durée pour certaines catégories de déchets. Rappelons que la Commission avait souligné que les déchets MAVL doivent être considérés comme des « déchets ultimes » et, à ce titre, n'ont dès à présent d'autre issue que le stockage géologique. De même, le combustible usé, non considéré comme un déchet devrait trouver une issue de reprise dans des délais inférieurs au siècle, à la réserve, peut-être, de certains combustibles MOX. L'optimum de refroidissement des colis de déchets HAVL (colis de déchets vitrifiés) avant stockage géologique devrait se situer entre 50 et 100 ans. L'implantation des entrepôts devra tenir le plus grand compte de la préoccupation de limiter les transports de déchets radioactifs et de combustibles usés.

Enfin, de façon plus générale, les décisions à prendre devront tenir compte de l'appréciation des incertitudes sur les développements futurs du « réseau » des installations nucléaires dans un contexte international.



# Chapitre 6

## PRECCI

### 6.1. INTRODUCTION

Le programme PRECCI a été mis en place en 1998 pour acquérir et réunir, à partir de 1999, un ensemble de connaissances permettant en 2006 d'avoir les idées le plus claires possible sur le comportement du combustible REP utilisé en entreposage ou en stockage géologique. Il s'est agi d'un travail considérable, parfaitement explicité dans le rapport CEA-EDF « Référentiel scientifique sur l'évolution à long terme des combustibles usés », RT DPC/SECR 04-032 indice A, remis à la Commission. Les recherches étaient orientées antérieurement sur la tenue des gaines des crayons et des pastilles de combustible en réacteur au regard de la sûreté des réacteurs, mais l'évolution du combustible au regard d'un vieillissement prolongé sur la centaine d'années, voire au-delà, et dans différentes conditions, nécessitait d'étendre les recherches. De même, la proposition de stocker le combustible utilisé en conditions géologiques a été fondée sur les propriétés de relâchement des radionucléides par lixiviation de l'oxyde d'uranium fortement irradié et fortement radioactif, mais, s'agissant de phénomènes très complexes et attendus dans un futur lointain, il était nécessaire d'en poursuivre l'étude micro- et macroscopique. L'état de l'art en 2004 sur ce que l'on connaît et sur ce qui reste à faire est indiqué dans le rapport CEA-EDF. La caractérisation du combustible est bien avancée ; ce qui reste à faire concerne surtout la consolidation des connaissances relatives à certains phénomènes liés à l'évolution intrinsèque de la matière radioactive isolée ou en présence d'air ou d'eau et de l'évolution de la gaine. Cela implique évidemment que la recherche continue dans la lancée de PRECCI. Toutefois, la somme des connaissances acquises permet au CEA de proposer des modèles opérationnels tendant à majorer l'évaluation du relâchement de radionucléides et permettant ainsi l'étude de la sûreté de l'entreposage à sec et du stockage géologique du combustible irradié. Ces modèles sont décrits et justifiés dans le rapport « Dossier opérationnel sur les modèles de terme source du combustible utilisé en entreposage et en stockage », RT DPC/SECR 04-033 indice A (CEA) également remis à la Commis-

sion. L'Andra a commenté ces modèles dans le document « Synthèses des modèles de relâchement des colis de déchets » CNT ASCM 03 0045 (mars 2004).

### 6.2. ÉVALUATION DES RECHERCHES

La Commission a rendu régulièrement compte dans ses précédents rapports, notamment le dernier (rapport n° 10), de l'avancement des travaux scientifiques de PRECCI et des avancées des travaux sur le combustible oxyde dans d'autres programmes (programme européen SFS du 5<sup>ème</sup> PCRD et programmes de la Suède, du Japon et des USA par exemple) et rapportés lors de congrès internationaux ou publiés. Le rapport CEA-EDF n'apporte pas de renseignements supplémentaires à ceux dont la Commission a eu à connaître au cours des dernières années, mais il les explicite, les présente de façon cohérente et les met en perspective, comme il se doit dans un rapport final de recherche. C'est un très bon rapport tant au plan des informations scientifiques que de la présentation pédagogique. Au total, l'information délivrée est sans concession. Le rapport additionnel qui présente les modèles opérationnels est clair.

Le 13 janvier 2005, le CEA et EDF ont présenté à la Commission les principales conclusions de l'ensemble des études permettant de répondre aux questions que l'on se pose d'un point de vue opérationnel, soit pour l'entreposage, soit pour le stockage du combustible utilisé. La Commission donne dans ce qui suit les conclusions les plus importantes, notamment celles qui concernent de possibles relâchements des radionucléides.

#### 6.2.1. Caractérisation du combustible utilisé

Les réponses aux questions qu'appellent les scénarios de gestion des combustibles usés sont liées aux connaissances scientifiques que l'on a de l'état des pastilles de combustible (UOX et MOX) et de la gaine à un moment donné, après leur sortie du réacteur (voir l'annexe au présent chapitre). Cet état

dépend de nombreux paramètres, notamment de la température et de la radioactivité, liés à l'émission de rayonnements qui, à long terme, se réduisent à du rayonnement alpha. A cet égard, les recherches actuelles montrent une stabilité assez remarquable des pastilles dans leur gaine tant que celle-ci reste étanche. Leur état pourrait en effet changer sur le plan chimique (effets chimiques des désintégrations, oxydation et diffusion thermique ou sous auto-irradiation alpha des éléments) ou physique (effets des rayonnements et du dégagement d'hélium). Alors que l'évolution du combustible en réacteur est rapide, les recherches de PRECCI ont montré que les pastilles resteront pour longtemps, au plan de leur composition chimique, telles qu'elles sortent du réacteur, car la répartition microscopique des éléments ne peut être affectée ni par la teneur de l'oxygène dans le ciel des crayons ni par la diffusion des éléments. Les valeurs les caractérisant sont trop faibles aux températures réalistes envisagées en entreposage (moins de 400 °C) ou en stockage (200 °C) pour avoir une action. Les dégâts causés par les rayonnements provoquent des modifications nanostructurales dans les grains, suivies de recuit, qui n'altèrent la structure cristalline des grains d'oxyde qu'à la longue. Le plus important facteur d'évolution est l'apparition d'hélium qui contribue à un très lent phénomène de désagrégation des grains. En quelque sorte, l'état de la pastille est « figé » à la sortie du réacteur. Il y a alors dans la pastille des radionucléides « stockés » prêts à être relâchés (fractures, microfractures, joints de grains, voire - mais ceci est discuté - pores ouverts des zones restructurées en périphérie comme le « rim » - couronne externe de la pastille - et les amas de plutonium des MOX) et d'autres inclus dans les grains dont la sortie ne peut se faire que par lente diffusion. Les seuls effets mécaniques encore mal connus à long terme concernent l'accumulation inexorable d'hélium, notamment dans les crayons de MOX. Où se localisera-t-il ? Conduira-t-il à une désagrégation accélérée de la pastille par lente accumulation dans les joints de grains ?

### 6.2.2. Combustible en entreposage

En système ouvert, c'est-à-dire en présence d'air plus ou moins saturé en vapeur d'eau, c'est l'oxydation de l'oxyde d'uranium qui contrôle le devenir de la pastille. Une augmentation de volume rapide est alors imparable si l'oxyde  $U_3O_8$  se forme. Ce phénomène très compliqué de réorganisation de l'oxyde d'uranium quand l'oxygène pénètre dans le réseau cristallologique et transforme les ions d'uranium

tétravalent en ions d'uranium hexavalent est étudié depuis longtemps au laboratoire sur l'oxyde pur  $UO_2$ , mais il nécessite encore des recherches notamment sur le combustible lui-même (UOX et MOX). Le gonflement des pastilles causant la déstructuration du crayon, quels effets cela aurait-il, en particulier sur le relâchement des radionucléides ?

Les recherches sur la tenue de la gaine ont été étendues à des conditions non habituelles de température et de pression interne dans le crayon en réacteur pour ce qui concerne le fluage sous pression, la formation d'hydrures radiaux et la corrosion sous contrainte. Le modèle de fluage a ainsi été réactualisé. Les phénomènes de réorganisation des hydrures qui surviendraient lorsque la température diminue après avoir fortement augmenté transitoirement et qui pourraient fragiliser la gaine, sont décrits. Il n'y a pas de risque de corrosion interne (par l'iode par exemple) ou externe (par l'air) dans des conditions contrôlées à sec, à court terme. À long terme, en présence d'eau, la corrosion fragilise la gaine et la pression interne conduit à sa rupture.

En situation d'entreposage séculaire à sec (300 ans), sous réserve de confirmation des premiers résultats des études sur le fluage du matériau de gainage, on peut assurer la tenue des gaines des crayons (et des assemblages) durant leur transport puis leur reprise pour traitement ou pour mise au stockage. En cas d'incident, comme dans le cas d'une fissure de gaine, un terme source d'émission instantanée de radionucléides peut être défini. Il s'agit des radionucléides « stockés » dans les pastilles et les vides du crayon. En cas de ruine de l'entreposage qui amènerait les pastilles de combustible à l'air et à leur oxydation massive en surface, puis en profondeur, phénomène potentiellement dispersif, le terme source n'est pas encore modélisé.

### 6.2.3. Combustible en stockage

En situation de stockage après corrosion du conteneur de stockage et fissuration de la gaine (au terme de milliers d'années) la lixiviation de la « matrice oxyde » commencera. On estime qu'alors (situation normale d'évolution du stockage, où l'attaque par l'eau commencerait alors que les radioactivités  $\beta$  et  $\gamma$  auraient beaucoup décru) seule la radioactivité alpha conduira à la production, en milieu géologique globalement réducteur, d'espèce oxydantes dans l'eau proche de la surface. Ces espèces oxyderont  $UO_2$  (et les autres oxydes d'actinides) et accé-

léreront son altération par rapport à une situation où  $\text{UO}_2$  serait non radioactif. Les phénomènes d'oxydation radiolytique en surface des oxydes sont complexes. C'est un apport considérable de PRECCI d'avoir permis de les éclairer par des expériences sur  $\text{UO}_2$  dopé pour simuler l'irradiation alpha et sur des échantillons de combustibles UOX et MOX. En particulier l'existence d'un seuil d'activité pour que l'oxydation ait lieu a été montrée. L'évolution des espèces formées conduit à la re-précipitation de l'uranium (et autre actinides) sous forme de phases secondaires de U(VI). Il reste que ces minéraux secondaires sont encore mal connus. Enfin l'hydrogène, qui se formera par corrosion des matériaux métalliques jouera un rôle bénéfique sur l'altération de la matrice (réduction de l'oxydation, influence sur la solubilité de  $\text{UO}_2$ ), mais là aussi il reste de la recherche à conduire car l'influence de l'hydrogène est loin d'être comprise. A cet égard les expériences de PRECCI ont montré que l'altération de  $\text{UO}_2$  dopé dépendait du contrôle de l'environnement de la surface par exemple par les argiles. A très long terme la lixiviation de la matrice ne sera plus de nature oxydante. Elle sera limitée par la solubilité de l'oxyde amorphe de U(IV).

### 6.3. MODÈLES OPÉRATIONNELS

L'ensemble des phénomènes est pris en compte par le CEA dans deux modèles opérationnels de relâchement des radionucléides à l'air et en présence d'eau. Ils rendent compte de l'existence de deux étapes de relâchement congruent des radionucléides, l'une, instantanée, des radionucléides « stockés » dans les pastilles et crayons au moment de la fissuration de la gaine et l'autre, plus lente, des radionucléides inclus dans les grains de  $\text{UO}_2$ .

Pour l'entreposage le relâchement instantané des radionucléides est beaucoup plus important que le relâchement différé par diffusion sur 300 ans. Il est au plus de 10 à 15 % pour l'iode dans le cas des UOX et 60 % pour les MOX contre 3 % par diffusion pour les UOX et MOX à 300 ans. Aucun autre élément classé comme volatil, comme le chlore et le carbone, n'est davantage relâché que l'iode. D'autres éléments tels que le césium et le sélénium, classés comme peu volatils, ont une contribution quasi négligeable au relâchement, même à 300 ans.

Pour l'entreposage, il reste à traiter le cas où il aurait oxydation des pastilles.

En situation de stockage, le relâchement instantané des radionucléides dépend de l'époque de la rupture de la gaine, puisque la diffusion des éléments hors des grains d'oxyde, d'ailleurs de plus en plus faible avec le temps en raison de la diminution de l'activité alpha, aura eu le temps de se produire. Pour les éléments envisagés iode, chlore, césium, sélénium par exemple, il pourrait atteindre 15 % pour le combustible UOX et 65 % pour le MOX à 10 000 ans, en supposant de façon pessimiste que non seulement les radionucléides localisés dans les espaces libres du crayon et dans les joints entre grains seraient aussitôt relâchés, mais aussi les radionucléides occlus tant dans les pores que dans les grains des zones « restructurées » du combustible (i.e. « rim » et, pour le combustible MOX, amas riches en Pu). Ces valeurs ne sont guère plus élevées qu'en entreposage à 300 ans. Cela semble curieux, mais c'est dû à ce que les facteurs moteurs du relâchement sont de moins en moins intenses avec le temps. L'arrivée de l'eau sur les pastilles enclenche ensuite la dissolution radiolytique de l'oxyde. Le modèle du CEA est ici très simple et va à l'extrême en supposant par exemple que seules les espèces oxydantes jouent et que toutes oxydent l'uranium. Or les phénomènes sont beaucoup plus complexes et vont certainement dans le sens d'une dissolution inférieure au  $\text{mg.m}^{-2}.\text{j}^{-1}$  calculée à 10 000 ans. Avec ce modèle, la durée de vie du combustible dans l'eau est estimée autour de 100 000 ans.

Pour le stockage, il reste à traiter le cas où il y aurait une fuite précoce de la gaine et où la radiolyse ne serait pas exclusivement due au rayonnement alpha.

Ces modèles sont simplificateurs mais tendent à majorer l'évaluation du relâchement car ils ne tiennent pas compte des phénomènes inhibiteurs sur lesquels on a encore des doutes (ou ceux qui sont trop complexes).

### 6.4. CONCLUSION

Les connaissances actuelles sur l'évolution des crayons et des pastilles de combustible nucléaire permettent de répondre à la plupart des questions ouvertes par les scénarios de gestion du combustible usé, soit en entreposage, soit en stockage géologique. Les modèles opérationnels qui en sont issus traduisent l'influence des phénomènes prépondérants sur cette évolution en termes de vitesse et de quantité des radionucléides relâchés. Les modèles opérationnels sont robustes mais majorants et loin

de la réalité en raison des simplifications faites. Les recherches spécifiques en cours dans le cadre de PRECCI doivent se poursuivre pour consolider les connaissances sur les phénomènes prudemment écartés, parallèlement à celles conduites dans le cadre de programmes européens ou internationaux. En particulier, les effets à long terme du dégagement d'hélium doivent être identifiés. Enfin, l'étude du fluage du matériau de gainage doit être complétée par des essais de durée appropriée, afin de consolider le modèle permettant de prouver que l'assemblage combustible restera étanche lors d'un entreposage à sec de durée séculaire.

## Annexe au chapitre 6

Il est illusoire de rapporter l'ensemble des données du rapport PRECCI et de la littérature sur le comportement de  $\text{UO}_2$  ( $\text{PuO}_2$ ) et des combustibles UOX et MOX dans diverses conditions. On donne ici les principaux résultats nécessaires pour comprendre le relâchement des radionucléides et apprécier la qualité des modèles opérationnels. Il est à noter qu'ils ne valent que pour le combustible REP aux spécifications actuelles, de taux de combustion limité à  $60 \text{ GWj.t}^{-1}$ .

### Faits scientifiques

#### 1 - Concernant la gaine des crayons

Après sortie du réacteur et refroidissement à  $20^\circ\text{C}$  en piscine, la pression à l'intérieur d'un crayon de combustible UOX ou MOX est de 40 à 60 MPa (elle dépend du taux de combustion et de son histoire). Elle est essentiellement due aux dégagements des produits de fission gazeux, essentiellement xénon (Xe) et krypton (Kr) dans le plenum, le gap et les fractures pendant l'irradiation des 264 pastilles contenues dans un crayon et de l'apport d'hélium par décroissance alpha, qui s'ajoute à l'hélium de pressurisation initial. La phase gazeuse contient aussi des traces d'oxygène et des éléments volatils comme l'iode. La pression a augmenté par rapport à la pression initiale d'hélium du crayon non irradié (15 MPa). Dans le réacteur, vers  $500^\circ\text{C}$  ( $1\ 700^\circ\text{C}$  au centre de la pastille et  $500$  à  $600^\circ\text{C}$  en périphérie), la pression interne dans un crayon est de l'ordre de 150 MPa, proche de celle du caloporteur. A la sortie de l'eau des piscines, pour le transport vers un entreposage à sec, la température d'un crayon peut atteindre temporairement  $420^\circ\text{C}$  puis elle diminue lentement en entreposage pour se stabiliser vers  $150^\circ\text{C}$  (UOX) et  $250^\circ\text{C}$  (MOX). La pression interne augmente brusquement vers 170 MPa en raison de l'élévation de température puis diminue ensuite. Avec le temps, le dégagement d'hélium dû à la radioactivité alpha dans le cas des pastilles de MOX devient un paramètre d'augmentation de pression. Les gaines sont dimensionnées pour une température d'au plus  $350^\circ\text{C}$  en service normal et une pression entre 150 et 300 MPa. Le fluage, déformation plastique de la gaine est fonction du temps, à pression et température données, et subit une accélération au-delà d'une certaine valeur de l'augmentation du rayon de la gaine. Cela est dû à la restauration des défauts d'irradiation. A la sortie du réacteur, le fluage ne dépasse pas 1 % d'augmentation du rayon. Des expériences de fluage ont été conduites par le CEA sur des gaines non irradiées jusqu'à  $450^\circ\text{C}$  et 200 MPa pendant deux ans et sur des gaines irradiées pendant quatre cycles, jusqu'à  $470^\circ\text{C}$  et 240 MPa, pendant des temps plus ou moins longs (mais ne dépassant pas actuellement 200 jours, ce qui est trop court pour des essais de fluage). Les valeurs mesurées ont permis d'étendre le modèle de fluage des gaines en réacteur. Le nouveau modèle prévoit que, pour les UOX et les

MOX, on reste loin des critères de rupture de gaine dans les domaines de température et de pression envisageables en entreposage séculaire.

La formation d'hydrures de zirconium radiaux à partir des hydrures annulaires présents dans les gaines après un séjour en réacteur a lieu sous l'effet de la pression interne quand la température diminue, mais seulement au-delà d'un seuil qui dépend de la température initiale, par exemple de 50 à 100 MPa pour une diminution à partir de  $480$  à  $320^\circ\text{C}$ . Il s'agit là d'un tout autre phénomène que le fluage. Ce réarrangement des hydrures fragilise la gaine. C'est aux moments des variations de température et de pression pour aller d'une piscine à une autre (transport vers l'usine de traitement) ou de la piscine en entreposage à sec que ses effets sont à craindre. Des expériences ont eu lieu sur des gaines non irradiées avec 200 ppm d'hydrogène dans le métal qui montrent que la présence d'hydrures radiaux n'a pas d'effet sur la rupture de la gaine en éclatement ou en flexion.

La corrosion par oxydation sous contrainte n'est à craindre que pour une pression interne du crayon supérieur à 200 MPa, seuil qui ne sera pas dépassé en toute circonstance. L'iode gazeux à l'intérieur du crayon ne peut passer la barrière constituée par la couche de zircone sur la face interne de la gaine (5 à 10 microns) et ne peut donc corroder le métal.

#### 2 - Concernant les pastilles

L'état des pastilles de combustibles UOX et MOX irradié à plus de  $40 \text{ GWj.t}^{-1}$  et du crayon après passage en réacteur sont bien décrits. Il y a eu de très nombreuses observations convergentes. Les pastilles ont leurs particularités qui dépendent de leur histoire (taux de combustion moyen ou local, puissance linéique développée, gradient de température entre centre et périphérie). Mais elles ont des caractéristiques communes comme l'existence du « rim » et des amas de  $\text{PuO}_2$  dits « restructurés » dans les pastilles MOX. Le rim est la partie périphérique de la pastille (150 à 200 microns) où les grains de  $\text{UO}_2$  du combustible UOX sont plus petits qu'ailleurs (0,1 à 0,3 microns contre 7 à 9 microns) et où la porosité est de 15 %. Les amas de  $\text{PuO}_2$  (20 microns) en périphérie de la pastille de combustible MOX ont aussi une structure de rim, ils ont été restructurés. Ces modifications sont dues à de plus nombreuses fissions en périphérie de pastille qu'ailleurs (le taux de combustion local y est 1,5 fois le taux de combustion moyen dans  $\text{UO}_2$  et 2,5 fois dans  $\text{PuO}_2$ ). Elles comportent toutes des fractures, microfractures, joints de grains et pores des grains. On connaît la répartition microscopique des éléments et les composés chimiques qu'ils forment (métaux et alliages, oxydes simples et mixtes, bulles de gaz). L'essentiel des

émetteurs alpha est dans les grains qui renferment 95 % des éléments formés dans le combustible usé. Il reste des gaz rares dans les joints de grains, par exemple de 10 à 35 % (UOX et MOX brûlés à 60 GWj.t<sup>-1</sup>). Les éléments susceptibles de s'échapper plus ou moins spontanément en cas de rupture de gaine sont classés comme très volatils (H, Rn, Kr, Cl, C, I) ou comme moins volatils (Se, Sr, Cs). Toutefois les composés volatils dans lesquels ils sont incorporés sont mal connus (excepté s'il s'agit de gaz rares). La prévision de leur existence sur la base de la thermochimie est rarement confirmée par l'expérience. Les éléments très volatils sont supposés totalement gazeux et la présence des moins volatils en phase gazeuse est supposée dépendre de la tension de vapeur de composés solides. Pour simplifier, on suppose qu'il s'agit des corps simples. Le terme source gazeux du crayon dépend globalement de la température et du taux de combustion (deux paramètres opérationnels essentiels) au temps de la rupture de gaine, compté à partir de la sortie du réacteur. Il est globalement calculable.

L'évolution de la composition chimique de la pastille solide isolée dans le crayon en réacteur est en principe prévisible sur la base de données thermodynamiques entre éléments et composés (oxydes, halogénures, chalcogénures) bien que les effets des rayonnements puissent perturber les prévisions. Le potentiel chimique de l'oxygène varie peu : il est d'abord contrôlé par la stoechiométrie de l'oxyde d'uranium puis par le couple Mo/MoO<sub>2</sub> et par la présence de ZrO<sub>2</sub> sur la face interne de la gaine (Mo est un produit de fission abondant ; il coexiste à l'état métallique et à l'état d'oxyde dans le combustible). A la sortie du réacteur ce potentiel reste constant. Il est trop faible pour induire, dans les domaines de températures envisageables en entreposage et stockage, des modifications de compositions par transformation entre métaux et oxydes ou entre oxydes. En fait, on ne peut prévoir que de grandes tendances.

Il y a aussi beaucoup de données sur la diffusion thermique des éléments dans UO<sub>2</sub>. La diffusion thermique des produits de fission et des actinides dans les grains de UO<sub>2</sub> est très faible en-dessous de 1 000 °C, même pour les éléments les plus mobiles (I, Te, Cs) et peut être négligée. L'hélium diffuse thermiquement au-dessus de 400 °C. La diffusion assistée par la création de défauts par auto-irradiation alpha est difficile à évaluer car elle dépend de beaucoup de facteurs. Comme elle est très faible, il est difficile de mesurer des coefficients de diffusion. On ne peut procéder qu'à des estimations. La démarche est de se référer aux conditions de diffusion des produits de fission et actinides dans les pastilles en réacteur où les effets de fission sont importants, d'assimiler, du point de vue de la création de défauts, les phénomènes de fission et de désintégration alpha (des comparaisons sont possibles ; par exemple une particule alpha produit 1 500 défauts et un fragment de fission en produit 100 000) et de procéder à une extrapolation des effets de la fission sur la diffusion à ceux d'une désintégration alpha. Une seconde approche consiste à déterminer le déplacement moyen par atome dû aux cascades de déplacements créées par le noyau de recul, assisté ou non par la migration des défauts ponctuels formés. On dispose aussi de quelques mesures du coefficient de diffusion d'éléments dans UO<sub>2</sub>

sous irradiation par des ions lourds, les seuls à pouvoir conduire à des effets mesurables au laboratoire. Un programme est lancé par le CEA pour poursuivre les études. Par ailleurs il existe des modèles théoriques de diffusion très élaborés. Globalement la diffusion est liée à l'activité volumique alpha, A<sub>v</sub>, mais il n'y a pas d'accord sur les valeurs des coefficients de diffusion D<sub>α</sub> estimés expérimentalement et calculés (ceux-ci sont inférieurs de trois ordres de grandeur). L'extrapolation des données expérimentales sur la base de D<sub>α</sub> (m<sup>2</sup>.s<sup>-1</sup>) = 2.10<sup>-41</sup>A<sub>v</sub> (Bq.m<sup>-3</sup>) montre que pendant 100 ans en entreposage à sec (UOX ou MOX) la valeur moyenne de D<sub>α</sub> dans les grains de UO<sub>2</sub> est de l'ordre de 10<sup>-25</sup> m<sup>2</sup>.s<sup>-1</sup>. La proportionnalité de D<sub>α</sub> à A<sub>v</sub> est peut-être majorante, et c'est la valeur la plus élevée qui a été retenue dans le modèle opérationnel, pour évaluer la quantité de radionucléides relâchée rapidement. L'activité alpha volumique d'un élément radioactif est liée au taux de fission et à la période du radionucléide qu'il contient. La diffusion dans les joints de grains devrait être largement supérieure mais elle n'a pas été mesurée. En conclusion, la description de la diffusion d'un élément dans UO<sub>2</sub> résulte d'un ensemble convergent de présomptions et il existe de fortes incertitudes. L'accumulation des défauts conduit à une augmentation de la maille cristalline de UO<sub>2</sub> qui serait au maximum de 0,5 % après 100 ans et on peut écarter l'amorphisation par irradiation d'une façon générale. Cette accumulation de défauts pourrait avoir une influence sur la diffusion thermique.

Le comportement de l'hélium dans la pastille peut conduire à des effets non négligeables à long terme, notamment sur sa microstructure et sa fragmentation. Il est produit dans les grains d'oxyde. Sa production dans les UOX et MOX est calculable et peut être comparée à celles des gaz de fission qui est d'environ 2,5 litres par crayon pour un taux de 47 GWj.t<sup>-1</sup> (donnant par exemple une pression interne de 40 MPa à 20 °C en sortie de réacteur, i.e. un doublement de la pression initiale). Elle ne la dépasse que pour les MOX après 1000 ans de refroidissement et peut la tripler à 10 000 ans. La solubilité de l'hélium dans UO<sub>2</sub> non irradié est connue. Elle est faible mais l'hélium se solubilise dans UO<sub>2</sub>, contrairement aux gaz de fission. Les coefficients de diffusions thermique et sous irradiation de l'hélium sont aussi connus et sont respectivement de l'ordre de D<sub>th</sub> = 10<sup>-24</sup> m<sup>2</sup>.s<sup>-1</sup> à 300 °C (mais de 10<sup>-34</sup> m<sup>2</sup>.s<sup>-1</sup> à 100 °C) et D<sub>α</sub> = 10<sup>-25</sup> m<sup>2</sup>.s<sup>-1</sup> jusqu'à 200 ans puis diminue d'un ordre de grandeur après 10 000 ans. On estime qu'à 10 000 ans les relâchements des grains seraient de 5 et 10 % de l'hélium produit par ces deux mécanismes. De nombreuses expériences d'absorption de l'hélium, d'implantation de particules alpha dans UO<sub>2</sub> et de relargage de l'hélium à partir d'échantillons de (UPu)O<sub>2</sub> et de UOX et MOX ont été réalisées pour aboutir à ces résultats. Malgré cela, on ne sait pas comment l'hélium diffuse sous l'effet de la température (ou de l'irradiation alpha), peut-être sous forme de nanobulles qui donneraient des micro-fracturations. Hors des grains, l'hélium se place aux joints de grains sous forme de bulles, où se trouvent déjà des bulles de gaz de fission. Cela augmente la pression locale et pourrait conduire à une rupture intergranulaire. L'effet de l'irradiation alpha est directement apprécié en étudiant le comportement de l'hélium dans UO<sub>2</sub> dopé à Pu238 et les observations confortent l'idée que dans le combustible usé les valeurs D<sub>th</sub> et D<sub>α</sub>, et par conséquent son relâchement, sont plus élevées que dans UO<sub>2</sub> vierge. Cela rejoint les obser-



vations de la diffusion globale de l'hélium en réacteur depuis les pastilles vers les vides du crayon qui est plus élevée que celle des autres gaz rares ainsi que les considérations précédentes sur la diffusion des éléments. Les études expérimentales sont en cours pour élucider tous ces phénomènes notamment l'effet du cumul de l'hélium.

### 3 - Concernant la pastille et son environnement

En présence d'oxygène et si la température est inférieure à 400 °C,  $\text{UO}_2$  est progressivement oxydé selon des mécanismes très compliqués où  $\text{U}^{4+}$  se transforme en  $\text{U}^{6+}$  avec incorporation continue dans le réseau d'ion  $\text{O}^{2-}$  en lacune interstitielle, puis apparition de phases stoechiométriques ( $\text{U}_3\text{O}_7$  et/ou  $\text{U}_4\text{O}_9$  et  $\text{U}_3\text{O}_8$ ) accompagnées de changement de structure cristallographique. Le diagramme de phases du système U/O allant de  $\text{UO}_2$  à  $\text{UO}_3$  est connu jusqu'à 1 000 °C. Les cinétiques des étapes successives de transformations pour atteindre la forme finale  $\text{U}_3\text{O}_8$  dépendent beaucoup de la température, qui règle la diffusion de l'oxygène dans les réseaux, et de la morphologie de l'oxyde (poudre, céramique). L'apparition de  $\text{U}_3\text{O}_8$  conduit à une forte augmentation de volume des échantillons (40 %) et ruine leur tenue mécanique s'ils sont massifs. L'apparition de  $\text{U}_3\text{O}_8$  est retardée par la présence d'éléments étrangers (Pu par exemple). L'air humide accélère l'oxydation de  $\text{UO}_2$  qui va alors jusqu'à  $\text{UO}_3$ . Les observations du CEA sur l'oxydation des pastilles de combustible irradié montrent que c'est  $\text{U}_4\text{O}_9$  qui se forme vers 250 °C et que la distribution des produits de fission dans cet oxyde n'est pas perturbée. La cinétique de formation de  $\text{U}_3\text{O}_8$  pour un combustible usé est plus lente que pour  $\text{UO}_2$  non irradié. L'étude de l'oxydation de  $\text{UO}_2$  irradié se poursuit et doit être modélisée par le CEA. Il s'agit d'un point important.

En présence d'eau et en milieu réducteur (sans oxygène ou en absence d'espèces oxydantes par exemple),  $\text{UO}_2$  cristallin se recouvre d'une couche de  $\text{UO}_2$  amorphe en équilibre avec l'espèce  $\text{U}(\text{OH})_4$  en solution. La concentration de l'uranium est très faible ( $10^{-8}$  M). S'il s'agit de solutions aqueuses non oxydantes pour U(IV) mais complexantes (carbonates), la concentration de l'uranium peut augmenter. Si, de plus, les solutions deviennent oxydantes, les espèces majoritaires en solution sont alors des espèces de U(VI) et ce sont, *in fine*, des composés secondaires de U(VI) (oxyde, hydroxyde, peroxyde) qui contrôlent à la longue la solubilité de l'uranium, qui peut alors être plus élevée ( $10^{-5}$  M) que si on avait affaire à des composés de U(IV). C'est le cas lorsqu'il s'agit de  $\text{UO}_2$  dopé en Pu238 ou irradié en réacteur (UOX ou MOX), alors fortement radioactif, car la radiolyse de l'eau génère dans une couche de 40 microns d'épaisseur en surface du solide des espèces oxydantes détruisant localement tout équilibre thermodynamique redox imposé par le milieu. Le mécanisme d'altération des pastilles de combustible UOX et MOX est étudié depuis fort longtemps. Les étapes de dissolution radiolytique de  $\text{UO}_2$  sont bien comprises et le taux de solide dissous peut être formulé. Il existe de nombreuses expressions plus ou moins compliquées rendant compte de nombre de mesures (modèles radiolytique, électrochimique, chimique). Elles ont en commun d'introduire la surface spécifique et l'activité volumique du solide comme paramètres clés. En fait il existe un seuil d'activité

pour que le phénomène ait lieu. Ce phénomène vient d'être mis en évidence sur  $\text{UO}_2$  dopé à Pu238. On constate ainsi des valeurs très différentes de la variation de la concentration en uranium avant et après le seuil d'activité alpha. Avant, il s'agit d'un régime cinétique de production de U(VI) et après, d'un régime thermodynamique de production de U(IV). La présence d'hydrogène en même temps que se produit la radiolyse conduit à l'inhibition de la dissolution de  $\text{UO}_2$  par un mécanisme encore incompris mais à l'étude. Les valeurs des concentrations de l'uranium (U(IV)) sont anormalement faibles, laissant à penser que c'est alors  $\text{UO}_2$  cristallin qui limite la solubilité. Enfin les conditions environnementales (présence par exemple d'argile) jouent un rôle non négligeable en imposant soit le pH soit un potentiel redox, modifiant les valeurs des seuils. On admet que le passage en solution des produits de fission et des actinides suit celui de  $\text{UO}_2$  et que, après leur libération, leur comportement est dicté par l'environnement qu'ils rencontrent (oxydation, formation de complexes, précipitations, co-précipitations avec l'uranium). Les recherches sur la lixiviation de  $\text{UO}_2$ ,  $\text{PuO}_2$  et des combustibles UOX et MOX se poursuivent pour conforter tous ces résultats.

### Modèles opérationnels

Le modèle opérationnel de relâchement des radionucléides en entreposage à sec est valable pour des températures entre 150 et 400 °C. Il est exprimé, pour chaque radionucléide considéré comme volatil, par le rapport de l'activité relâchée lors de la rupture de gaine à l'activité initiale contenue dans le crayon en sortie de réacteur. Ce rapport dépend de la fraction de l'inventaire du radionucléide supposé immédiatement libérable (c'est-à-dire présente dans les volumes libres du crayon, les joints de grains et les pores des zones « rim » et des amas de  $\text{PuO}_2$  restructurés dans le cas du MOX) appelée  $\text{IRF}_0$ , et de la fraction complémentaire contenue dans les grains ( $1 - \text{IRF}_0$ ), qui diffuse avec le temps vers les joints de grains avec le coefficient  $D_\alpha = 10^{-25} \text{ m}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ . Les valeurs de  $\text{IRF}_0$ , fonctions du taux de combustion, de la température et du temps sont estimées à partir de corrélations avec le taux de combustion ou bien selon des hypothèses prudentes. Pour les radionucléides très volatils, il s'agit des valeurs à la sortie du réacteur (pas d'évolution ultérieure sur un temps séculaire). Des valeurs majorantes pour un taux de combustion de  $60 \text{ GWj} \cdot \text{t}^{-1}$  sont de l'ordre de 15 % pour Kr, I, C et Cl (UOX) et 60 % pour Kr, I et Cl (MOX). La fraction relâchée par les grains à 300 ans est d'environ 2,5 %. Pour les éléments peu volatils Se, Sr, Cs les valeurs de  $\text{IRF}_0$  sont fondées sur les valeurs des tensions de vapeur des corps simples en fonction de la température à l'instant de rupture de la gaine (jusqu'à 300 ans). A 300 ans et pour un taux de combustion de  $60 \text{ GWj} \cdot \text{t}^{-1}$  ils sont très faibles, même pour les MOX, et quelquefois peu significatifs. Evidemment, ce MOP est construit sur des hypothèses simplificatrices. Aucun modèle de relâchement des radionucléides par  $\text{UO}_2$  oxydé n'a été proposé.

Le modèle opérationnel de relâchement des radionucléides en stockage est valable pour simuler des périodes de temps d'au moins 100 000 ans (en équivalent d'activité alpha) pour tous les combustibles actuels et futurs. Dès la rupture de la gaine, il y a relâchement instantané (quelques jours) des radionucléides. Celui-ci est gouverné pour chacun d'eux par

les mêmes paramètres qu'en entreposage à sec, avec des valeurs de paramètres ( $D_{\alpha}$ , T) correspondant à la courte et à la longue durée, de telle sorte que la fraction relâchée du radionucléide peut être calculée pour le combustible UOX et MOX. Pour tous les éléments plus ou moins volatils, la fraction relâchée par les UOX et les MOX utilisés jusqu'à un taux de combustion de  $55 \text{ GWj.t}^{-1}$  sont respectivement de 16 % et 65 % à 10 000 ans. Ensuite commence la lente lixiviation de  $\text{UO}_2$ . Elle est fondée sur un taux de dissolution proportionnel à la surface spécifique du solide et à l'activité volumique, dont dépend la production des espèces radiolytiques oxydantes ( $\text{H}_2\text{O}_2$ , OH,  $\text{HO}_2$ ) dans le cas d'une activité alpha). Les radionucléides sont relâchés de façon congruente. Ce modèle de dissolution repose sur des hypothèses simplificatrices (cinétiques de réaction rapides, consommation totale des oxydants, non prise en compte de seuils d'activité ni de l'existence de minéraux secondaires, ni de la présence de

réducteurs). En conséquence, il majore les résultats expérimentaux, tandis que le récent modèle d'une étude européenne, au contraire, les minore. Pour un taux de combustion de  $55 \text{ GWj.t}^{-1}$  à 10 000 ans, le taux de corrosion est de  $0,65 \text{ mg.m}^{-2}.\text{j}^{-1}$ . Ce modèle est améliorable. Il pourra être amélioré quand les recherches auront consolidé les connaissances sur tous les aspects volontairement ignorés aujourd'hui. Pour évaluer la durée du combustible il faut évidemment connaître comment varie avec le temps la surface spécifique du combustible exposée à la lixiviation, ce qui est difficile aujourd'hui compte tenu des conséquences de la production d'hélium sur les joints de grains. Un facteur de plus de 1000 a été proposé par extrapolation entre la surface d'une pastille et celle de la poudre de  $\text{UO}_2$  équivalente. Les estimations de durée de vie sont autour de 100 000 ans. Quoi qu'il en soit, le caractère majorant de l'évaluation de la fraction relâchée instantanément, spécialement pour le combustible MOX, confère au modèle un aspect très pénalisant.

# Chapitre 7

## État des recherches et des réalisations à l'étranger

### 7.1. VUE D'ENSEMBLE

Au 1<sup>er</sup> janvier 2005, environ 182 000 tonnes de combustibles usés sont entreposées de par le monde, en piscines pour la plus grande part. Un effort intense se poursuit dans quelques pays, dans la perspective du stockage de ce combustible dans une formation géologique profonde :

- aux Etats-Unis, où la demande d'autorisation de création du dépôt de Yucca Mountain est en préparation ;
- en Suède, où les travaux de reconnaissance se poursuivent sur le territoire de deux communes (cf. § 7.4) et en Finlande, où un laboratoire de recherche et de caractérisation de la roche est en construction sur le site d'Olkiluoto. Ces deux pays exploitent en commun un laboratoire souterrain de recherche, à Äspö (Suède).

Dans d'autres pays, une concertation politique est en cours :

- Canada, où entreposage et stockage sont envisagés parallèlement ;
- Royaume-Uni, où diverses solutions sont étudiées pour sélectionner progressivement quelques-unes d'entre elles ;
- Allemagne, où il est prévu de créer une installation d'entreposage près de chaque centrale et où le Gouvernement examine une proposition de critères de recherche d'un site de stockage ;
- Suisse, où des dispositions législatives nouvelles sont entrées en vigueur en février 2005 et où deux dossiers techniques de stockage géologique ont été élaborés et soumis à évaluation scientifique préalablement à une orientation politique à prendre en 2006 ;
- Japon, où la recherche d'un site de stockage a commencé ;
- Italie, où le cadre législatif a été complété en 2004.

Trois cas remarquables de coopération internationales de recherches sur le stockage géologique : les laboratoires souterrain d'Äspö (en Suède), de Mol (en Belgique) et de Mont-Terri (en Suisse), donnent lieu à une ample moisson de résultats dont l'ensemble de la communauté scientifique tire à présent profit (cf. § 7.3 et § 7.4).

À mi-2004, la première réunion générale des parties à la convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets, placée sous les auspices de l'AIEA, a été le cadre d'un large échange d'informations, tant sur les inventaires de déchets et de combustibles usés que sur les principes de gestion.

La recherche sur la séparation et la transmutation est active aux Etats-Unis, en Europe, au Japon, en Corée du Sud et en Russie. Des informations plus détaillées sont présentées au § 7.2 ci-après. La recherche sur le stockage géologique est l'objet d'une intense coopération internationale (cf. § 7.3), notamment européenne.

La Commission européenne a désormais lancé la plupart des projets du 6<sup>ème</sup> programme cadre, relatifs au stockage géologique, à la séparation et à la transmutation. La liste en est donnée en annexe A au présent chapitre.

Enfin, le 28 février 2005, à Washington, cinq membres (Etats-Unis, Canada, Japon, Royaume-Uni et France) du Forum international Generation IV ont signé un accord-cadre intergouvernemental qui fixe le cadre de coopération sur les réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération. Il est prévu que d'autres membres du Forum rejoignent ultérieurement cet accord, notamment l'Afrique du Sud, la Corée du Sud, la Suisse et Euratom qui ont indiqué leur intention de le signer rapidement. Cet accord-cadre sera complété par des accords opérationnels particuliers sur chacune des filières de réacteurs envisagées.

## 7.2. SÉPARATION ET TRANSMUTATION

Des actions de recherche dans le domaine de la séparation et de la transmutation sont menées en Corée du Sud, aux Etats-Unis, en Europe, au Japon et en Russie.

Si certaines actions sont menées en coopération, les stratégies de recherche sont sensiblement différentes, car elles dépendent de facteurs nationaux. Seules sont indiquées ici les orientations principales des recherches.

**Aux Etats-Unis**, la recherche sur la séparation et la transmutation relève de deux grands programmes du ministère de l'énergie :

- « *Advanced Fuel Cycle Initiative* » (AFCI) ;
- « *Generation IV* » (Gen-IV).

Le programme AFCI est, pour le moment le plus important ; il vise à développer des techniques de séparation dans la perspective de leur industrialisation en 2025, ainsi que la technologie du combustible des réacteurs à neutrons rapides qui pourraient être mis en service vers 2040 et employés à la transmutation des actinides mineurs, avec ou sans surgénération de plutonium.

Les objectifs des recherches américaines sont fortement conditionnées par une contrainte légale : la limitation de la capacité du dépôt géologique de Yucca Mountain, qui est dès à présent presque saturé par le combustible usé en attente. Un facteur technique de cette limitation est la puissance résiduelle du combustible usé. La limite légale ne pourrait être levée, à supposer que tous autres obstacles soient surmontés, qu'à condition de traiter les combustibles usés pour en séparer les produits de fission à vie courte.

Par ailleurs, les Etats-Unis ont pour ligne stratégique de ne pas développer de procédé qui accroît les risques de prolifération des armes nucléaires.

Dans l'état actuel des études, plusieurs scénarios sont envisagés :

- le premier, limité à un recyclage du plutonium (éventuellement associé à l'américium) dans les REP ;

- le second, comportant un recyclage plus complet des actinides mineurs dans les REP et la séparation du césium et du strontium pour limiter la puissance des déchets mis au stockage ;

- le troisième, correspondant à l'hypothèse d'un avènement des RNR sous la pression de la demande énergétique, impliquant un recyclage des matières.

Ces études préparent des choix futurs d'ordre politique et économique. La législation actuelle impose au ministre chargé de l'énergie de faire une proposition au Congrès en 2007, 2008 ou 2009 en ce qui concerne un éventuel second dépôt géologique.

Les recherches sur les réacteurs du futur (Gen-IV), dont le cycle du combustible pourrait comporter un recyclage des matières, en sont à leur début. L'effort américain en ce domaine devrait, à terme, s'intégrer dans le cadre coopératif fixé par l'Accord intergouvernemental *Generation IV* (cf. § 7.1).

Plusieurs laboratoires poursuivent des activités de recherche de base en rapport avec le développement des ADS, notamment dans le cadre de projets internationaux. Il est à noter que le laboratoire d'Argonne, dans la lignée de l'ancien projet « *Integral Fast Reactor* », tend à préférer aux ADS des réacteurs critiques à neutrons rapides sous-critiques, de caractéristiques adaptées à la consommation de l'ensemble des éléments transuraniens. Certaines études théoriques, dont les résultats ne sont publiés que de façon imprécise, suggèrent que de tels réacteurs pourraient être viables, au regard de leurs principaux paramètres neutroniques, vis-à-vis des exigences de sûreté.

**Au Japon**, les études relatives aux réacteurs à neutrons rapides (et aussi aux réacteurs à haute température) se poursuivent activement.

Comme aucun site n'a encore été proposé pour le stockage géologique des déchets, aucune contrainte particulière n'est prise en considération et aucun objectif calendaire n'est fixé : les scientifiques japonais évaluent toutes les options raisonnablement envisageables pour pouvoir sélectionner les meilleures, en temps opportun.

Les recherches sur la séparation ont été entreprises dans le cadre du programme OMEGA ; deux procédés, fondés sur les molécules extractantes DIDPA et TODGA, font l'objet d'études approfondies.

dies. Il en est de même du traitement pyrochimique du combustible oxyde, dans la lignée du procédé appliqué par le laboratoire américain d'Argonne.

La transmutation est envisagée dans le cadre de systèmes électrogènes à double strate. La transmutation des actinides mineurs en REP est résolument écartée. Les scientifiques japonais de JNC et CRIEPI privilégient la transmutation en RNR-sodium, en mode homogène, alors que les scientifiques du JAERI se concentrent sur la transmutation en ADS (combustible nitrure).

**En Corée du Sud**, la coexistence de réacteurs de filière CANDU et de réacteurs REP est à l'origine de recherches sur un procédé original (DUPIC), à sec, de traitement du combustible REP usé pour recyclage du plutonium et des actinides mineurs dans les réacteurs CANDU. Une installation pilote a été réalisée, de premiers échantillons de combustibles ont été ainsi préparés et irradiés. Une évaluation du procédé devrait être faite en 2007.

Les scientifiques coréens de l'Institut KAERI étudient les ADS depuis 1997 et sont parvenus en 2003 à l'élaboration d'un concept à caloporteur Pb-Bi original. Une amélioration de la conception du cœur est en cours et une boucle d'essais de corrosion par l'eutectique Pb-Bi a été réalisée.

Un état des recherches sur la séparation et des liens entre ces recherches et les procédés de transmutation et de conditionnement a été fait au cours de la deuxième conférence internationale « Atalante » dont un compte rendu est présenté en annexe B au présent chapitre.

## **7.3. STOCKAGE GÉOLOGIQUE DES DÉCHETS**

### **7.3.1. Aperçu des recherches dans les principaux pays membres de l'OCDE**

- Aux Etats-Unis, le projet de stockage à Yucca Mountain est désormais assez avancé, et les résultats expérimentaux acquis *in situ* en suffisance pour que la demande d'autorisation de création puisse être prochainement soumise à l'Autorité de sûreté nucléaire (NRC).

- En Suède, où la reconnaissance de deux sites se poursuit (cf. § 7.4), la préparation de la demande d'autorisation de création de l'atelier de conteneu-

rage (qui doit être déposée en 2006) a donné lieu à l'édition d'une nouvelle version du dossier de sûreté du concept de stockage. Une plus ample description des travaux effectués en Suède, notamment au laboratoire souterrain d'Äspö, est présentée au § 7.4.

- En Finlande, la réalisation du laboratoire de reconnaissance du site d'Olkiluoto, visé par la décision de principe d'y réaliser un dépôt souterrain, a commencé à mi-2004.

- Plus près de nous, en Belgique, l'exploitation du laboratoire HADES à Mol se poursuit ; le dépouillement de l'essai (OPHELIE) effectué sur maquette d'une alvéole de stockage de déchets vitrifiés a été effectué et a révélé la nécessité de certaines adaptations. Le fonçage d'une galerie (PRACLAY) pour des essais avec éléments chauffants est en préparation. Un rapport d'évaluation d'impact d'un stockage sur l'environnement est aussi en préparation.

- En Allemagne, les installations souterraines de Gorleben et Konrad restent en attente, et le dossier de fermeture du dépôt souterrain de Morsleben est en préparation. Le rapport de la Commission AkEnd sur les critères de sélection d'un site de stockage demeure en cours d'examen par l'Administration.

- Des progrès particulièrement importants ont été accomplis en Suisse, aux laboratoires de Grimsel (où les résultats de l'expérience FEBEX ont été dépouillés ; cf. § 7.3.2) et de Mont-Terri (cf. § 7.3.4). Suite à l'évaluation du dossier élaboré par Nagra (cf. § 7.3.3 et rapport annuel n° 10 de la CNE, § 5.5), la concertation avec les instances politiques peut être engagée.

### **7.3.2. Avancement de grands projets européens (FEBEX, SELFRAC et RESEAL)**

Un compte rendu plus complet des trois projets européens FEBEX, SELFRAC et RESEAL se trouve en Annexe C du présent chapitre.

**Projet FEBEX** - Le projet FEBEX, initié dans le cadre du 4<sup>ème</sup> PCRD et poursuivi dans le 5<sup>ème</sup> PCRD, avait pour but d'étudier le comportement en champ proche des composants d'un stockage dans une roche cristalline (site du Grimsel en Suisse) avec barrière de bentonite et deux appareils de chauffage pour simuler les conteneurs. L'opération a duré 5 ans.

De nombreux échantillons de bentonite démantelée ont été analysés pour caractériser l'état de la bentonite et les éventuels changements de ses propriétés THMC comme l'influence du gonflement de la bentonite sur les ouvertures par exemple.

Les tests en laboratoire ont permis de préciser les relations entre i) capacité de rétention de l'eau et température, ii) entre température et perméabilité, iii) entre température et pression de gonflement des argiles, iv) entre température et saturation ainsi que l'influence de l'augmentation de volume due à l'hydratation ou encore la modification du comportement mécanique de la bentonite compactée.

**Projet SELFRAC** - Le projet SELFRAC, initié dans le cadre du 5<sup>ème</sup> PCRD, avait pour but de caractériser l'EDZ et son évolution dans le temps, notamment son influence sur les propriétés de transport (et la perméabilité) dans le champ proche des roches hôtes argileuses.

Ce projet a été mené entre fin 2001 et 2004 et s'est particulièrement intéressé à l'origine de fissures et fractures de l'EDZ ainsi qu'aux processus de leur cicatrisation (*self healing*) et colmatage (*self sealing*). Les expériences ont été faites *in situ* et en laboratoire sur les argilites de Boom (à Mol) et les argilites à Opalinus (au Mont Terri).

Les fracturations induites par l'excavation ont été observées *in situ* et l'EdZ (la zone hydrauliquement perturbée) mesurée et analysée.

Les tests en laboratoire ont été menés sur les argilites pour déterminer leurs propriétés respectives de cicatrisation et de colmatage en créant une fracture plane artificielle.

**Projet RESEAL** - Le projet RESEAL, initié dans le cadre du 4<sup>ème</sup> PCRD, avait pour but de démontrer les techniques de remplissage par remblais et de scellement étanche des galeries d'un stockage. Les travaux de recherche ont été conduits pendant neuf années, entre 1996 et 2005.

Un conduit expérimental a été creusé, à Mol en Belgique, à 225 m de profondeur, puis scellé par un mélange de billes et de poudre de bentonite ; le trou de forage a été scellé par un mélange de blocs pré-compactés de bentonite et d'argile.

Des tests *in situ* ont été menés pour vérifier si les scellements permettaient d'éviter la migration de l'eau, des gaz et des radionucléides par les conduits, à travers l'interface scellements/formation-hôte ou encore via la zone perturbée par l'excavation : les résultats prouvent que la migration ne dépend que de la diffusion dans les matériaux (argiles ou roche hôte).

### 7.3.3. Dossier « *Entsorgungsnachweis* » de Nagra (Suisse)

Saisie du 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 (cf. rapport annuel n° 10 de la CNE, § 5.5), la Commission fédérale pour l'élimination des déchets nucléaires (*Kommission Nukleare Entsorgung - KNE*) a remis, en avril 2004, son rapport.

Dans ce rapport, la KNE se prononce sur les aspects géologiques et techniques du projet Argiles à Opalinus, dans lequel la Nagra démontre la faisabilité d'un stockage sûr des assemblages combustibles radioactifs usés (AC), des déchets de haute activité vitrifiés (DHA) et des déchets de moyenne activité à vie longue (DMAL), dans un dépôt géologique profond au sein des Argiles à Opalinus du Weinland zürichoïse, au nord de la Suisse.

Après examen approfondi des données géologiques, la KNE arrive à la conclusion que la faisabilité d'un site géologique approprié pour un stockage final de AC, DHA et DMAL au sein des Argiles à Opalinus du Weinland zürichoïse est démontrée. Les hypothèses géologiques faites par la Nagra pour l'évaluation de la sécurité à long terme sont basées sur des données acquises et interprétées de manière soigneuse. La KNE reconnaît le fait que la Nagra interprète les données géologiques de manière correcte selon les règles de l'art en utilisant les dernières connaissances et méthodes de la science. En cas d'informations lacunaires, la Nagra applique systématiquement les hypothèses les moins favorables. La documentation de la Nagra représente une bonne synthèse des données de terrain, de laboratoire et de la littérature.

La Situation tectonique du Weinland zürichoïse a été examinée de manière minutieuse par la Nagra. Au centre de la région d'étude, où les Argiles à Opalinus

se trouvent à une profondeur de 600 à 750 m, les données de la sismique 3D confirment une stratification non perturbée dans une région dont la surface est approximativement de 15 km<sup>2</sup>. L'analyse et l'interprétation de toutes les informations disponibles sur l'évolution géologique n'ont pas mis en évidence un quelconque processus capable, durant le prochain million d'années, de mettre à nu la roche encaissante des Argiles à Opalinus.

L'Argile à Opalinus du Weinland zurichois est assez homogène et mesure environ 110 m d'épaisseur. Les propriétés de cette roche sont jugées favorables pour un stockage final. La prépondérance des grains fins et un pourcentage élevé de minéraux argileux impliquent une très faible conductivité hydraulique et assurent un colmatage convenable pour une isolation des déchets radioactifs. Les eaux de pores extraites à partir de carottes de forage sont salines et elles sont restées piégées dans l'argile pendant des millions d'années. La composition géochimique de ces eaux n'a été altérée que par des processus de diffusion ionique et elles contiennent encore des sels marins qui datent de la période de dépôt, voici quelques 180 millions d'années.

La KNE a examiné le concept de la construction du dépôt final au sein des Argiles à Opalinus par 650 m de profondeur. Elle arrive à la conclusion que la construction est techniquement faisable. En ce qui concerne l'agencement du tunnel d'accès et la construction du puits, la KNE a identifié quelques points critiques dans le dimensionnement des ouvrages et elle fait des suggestions de modification, qui toutefois, ne mettent pas en question la faisabilité du projet.

La KNE a soulevé un certain nombre de questions qui doivent être clarifiées dans le cadre de futurs travaux. Ces questions concernent en particulier les changements des propriétés des Argiles à Opalinus, changements qui pourraient être induits par le processus de construction des ouvrages d'une part, et par le dépôt des déchets radioactifs, d'autre part. Ces questions doivent être examinées par des expériences *in situ* dans un futur laboratoire souterrain.

#### **7.3.4. Avancement des expériences au Mont Terri**

Depuis 1996, le consortium international du Mont-Terri poursuit ses travaux, dont le coût s'élève, sur

dix années, à 30,5 millions de francs suisses (19,7 M€) ; l'Andra y a contribué à hauteur de 29 % ; l'agence française est le principal partenaire du consortium, avant même l'agence suisse (Nagra). Le consortium a achevé, en décembre 2004, la réalisation de la « galerie expérimentale 2004 », où sont aménagées quatre niches expérimentales. La dixième phase annuelle (juillet 2004 - juin 2005) de recherches expérimentales s'est déroulée normalement. Des expériences en cours, on notera les faits marquants qui suivent.

##### **a) Expérimentation EZ-A**

###### **Les objectifs :**

- montrer la faisabilité d'une saignée et la mise en place d'un matériau de remplissage en voûte de la galerie ;
- vérifier l'efficacité de l'application d'une pression de confinement dans la saignée ;
- évaluer la performance de l'ouvrage vis-à-vis de la problématique de court circuit hydraulique.

###### **Les résultats :**

- le creusement d'une saignée en voûte a été réalisé ainsi que le creusement d'une saignée au radier ;
- la faisabilité du remplissage d'une saignée en voûte a été établie avec la mise en place de briques de bentonite/sable : le rôle de barrière étanche des saignées a été mis en évidence ;
- l'efficacité de l'application d'une pression de confinement dans la saignée a été vérifiée, ainsi que la mise en évidence d'une potentielle réduction des vitesses d'ondes le long de la paroi de la saignée pendant l'application de la pression.

###### **Les perspectives :**

- faire un test d'injection d'eau dans la zone où ont été réalisés les essais de performance (évolution de la perméabilité au cours du temps ; début d'injection d'eau : Septembre 2004 - l'essai se poursuit) ;
- modéliser les essais de performance en prenant en compte le réseau de fractures (résultats prévus pour Juin 2005).

##### **b) Expérimentations de diffusion (DI-A long terme)**

###### **Les buts de cette expérimentation sont :**

- de vérifier les paramètres de diffusion et de rétention obtenus sur le même test mais à court terme ;

- d'approfondir la compréhension du comportement des traceurs fortement sorbés et
- de préparer par retour d'expérience le futur test DR à long terme (environ 5 ans ; voir ci-dessous).

Le forage a été réalisé en février 2004, la pression est d'environ 4,5 bars et le test hydro a montré des valeurs autour de  $3 \cdot 10^{-13} \text{ m}^2/\text{s}$ . Les traceurs ont été injectés en avril 2004 (HTO, I, Cs, Br, Sr85, Co60, Eu) et le monitoring a lieu sur une année (arrêt prévu en avril 2005).

Le test DR est en cours de conception, le test de surcarottage est prévu au printemps 2005 et le lancement du test courant 2005.

#### **Ses objectifs :**

- comprendre la diffusion des traceurs fortement sorbés ;
- déterminer l'effet de l'anisotropie sur la diffusion ;
- procéder à un test à long terme (3-5 ans) ;
- vérifier les données de DI-A et étudier de nouveaux traceurs.

#### **Les moyens :**

- un forage de petit diamètre ( $\varnothing$  : 46 mm) : l'injection sera assimilée à un point et le rapport (volume fluide/surface roche) sera élevé ;
- une étude sur deux intervalles (de 20 cm) : un intervalle bas pour les traceurs fortement sorbés et un intervalle haut pour les traceurs non et faiblement sorbés ;
- un spectromètre  $\gamma$  en ligne ;
- un forage perpendiculaire à la stratigraphie pour visualiser l'effet de l'anisotropie.

#### **c) Expérimentation HE-D**

Cette expérience a pour but d'identifier l'influence de l'élévation de température sur les paramètres THM de la roche en champ proche.

Les premiers résultats de l'expérimentation *in situ* sont comparés aux résultats obtenus par différentes modélisations. La température de  $100^\circ \text{C}$  a été atteinte en paroi en janvier 2005.

#### **Les principaux paramètres identifiés au stade actuel :**

- propriétés thermiques ( $\lambda_{//} = 1,9 \text{ W/m.K}$  ;  $\lambda_{\perp} = 1,0 \text{ W/m.K}$  ;  $C_p = 995 \text{ J/kg.K}$ ) ;
- propriétés hydrauliques ( $K = 5 \cdot 10^{-13} \text{ m/s}$  - cas isotrope) ;
- propriétés mécaniques ( $E = 3,9 \text{ GPa}$  ;  $\nu = 0,3$  - cas isotrope) ;
- propriétés thermo-mécaniques ( $\alpha = 2,6 \cdot 10^{-5} \text{ }^\circ\text{C}^{-1}$  - cas isotrope).

#### **d) Expérience PC-C (Porewater Chemistry)**

Cette expérience concerne la compréhension de la chimie des eaux porales et sert également d'expérimentation technologique pour les tests similaires qui vont avoir lieu à Bure (circuit gaz).

#### **Les objectifs :**

- réduire les principales incertitudes restantes sur l'eau porale : état du système des carbonates et état redox ;
- tester ainsi la robustesse du modèle décrivant les mécanismes de contrôle de la composition de l'eau interstitielle.

#### **Les moyens :**

- un carottage à l'azote pour éviter l'oxydation des pyrites : efficacité démontrée en 2002 dans l'expérience PC ;
- un nettoyage poussé des outils et équipements pour limiter l'apport de bactéries dont l'effet perturbateur a été constaté dans l'expérience PC ;
- obtenir une équilibration de gaz et faire un prélèvement d'eau isobare sous atmosphère protectrice (innovations par rapport au concept expérimental).

#### **Les résultats :**

- équilibration de gaz : le gaz a circulé pendant 292 jours, il y a eu deux remises en Argon pur à 34 et 221 jours. Il a été difficile de maintenir une pression homogène dans tout le circuit. Les conditions optimales pour les mesures infrarouges ont duré 71 jours (plus de 1 000 points de mesure) : la pression est homogène entre 1 et 1,1 bar et le débit constant de 30 ml/min. 20 analyses de gaz ont été faites. L'estimation du volume total d'azote du carottage restitué est de l'ordre de 5 l ;
- prélèvement d'eau : la première arrivée d'eau a eu lieu au bout de 180 jours avec un débit de 3 ml/jour (1 l/an). Les analyses d'eau ont été faites pour



mesurer les concentrations en chlorures et en sulfates, le pH et l'Eh.

#### e) Autres résultats

L'impact de la **ventilation** (pour la phase opérationnelle du stockage) sur la saturation des roches argileuses de conductivité hydraulique faible ( $K$  inférieure à  $10^{-12}$  m/s) ne serait pas un problème significatif : les caractéristiques thermiques et hydrauliques de la roche ne seraient que très peu affectées par la ventilation (juste au niveau des murs des galeries sur une épaisseur de quelques dizaines de cm seulement).

L'influence de l'**hydratation** sur un buffer (un tampon entre le conteneur et le trou) composé de bentonite compactée à la base et de bentonite en pellets au-dessus a été testée : les pressions de gonflement ont augmentées graduellement dès le début de l'hydratation du buffer.

L'influence de l'**élévation de température** sur les paramètres THM de la **bentonite** a été analysée :

- le gonflement de la bentonite du buffer saturée et soumise à une température de 100 °C pendant 1,5 an est d'environ 10 % ;
- il y a une légère augmentation des micropores (< 100 nm) et une texture légèrement plus granuleuse en proximité des éléments chauffants ;
- globalement, la bentonite ne montre que des modifications minimales de ses propriétés géochimiques et minéralogiques (libération d'ions magnésium) pendant cette phase de chaleur. Quelques processus de cimentation affectent légèrement quelques caractéristiques THM comme la porosité.

### 7.4. LA GESTION DES DÉCHETS RADIOACTIFS EN SUÈDE : UN SYSTÈME COMPLET

La Commission s'est rendue en Suède du 14 au 17 septembre 2004 pour y prendre connaissance des développements intervenus depuis sa précédente mission, en 2000 (cf. rapport annuel n° 6).

#### 7.4.1 Politique suédoise de gestion des déchets radioactifs et du combustible utilisé

Suite au référendum de 1980, le législateur avait limité la durée du fonctionnement des centrales

nucléaires ; ces dispositions restrictives ont été depuis lors (1997) assouplies et le calendrier d'arrêt des centrales, sauf pour les deux réacteurs de Barsebaeck, n'est pas fixé. De ce fait, la quantité de combustible irradié à stocker, qui était évaluée à 7 800 tonnes en 1992 (« scénario de référence »), pourrait s'élever à 9 000 tonnes ou plus.

Les déchets radioactifs de faible et moyenne activité produits par les douze réacteurs de production d'électricité et par quelques autres installations sont stockés au dépôt final (SFR) de Forsmark, qui est entré en service en 1988.

Le combustible nucléaire utilisé est entreposé dans un magasin central (CLAB) situé près de la centrale nucléaire d'Oskarshamn. Mis en service en 1985, sa capacité initiale de 5 000 tonnes a été portée à 8 000 tonnes à la fin de l'année 2004.

Un atelier pour le conteneurage du combustible utilisé, préalablement à sa mise en dépôt géologique, devrait entrer en service vers 2017. Selon les plans de SKB, il sera implanté au voisinage du CLAB. Un atelier-laboratoire a été créé à Oskarshamn pour servir au développement du procédé de conteneurage.

La Suède prévoit de mettre ses combustibles usés en conteneurs dans un stockage profond à partir de 2018.

Deux sites d'investigation pour un stockage profond sont à l'étude, tous deux dans des granites cratoniques stables depuis plusieurs centaines de millions d'années. Ces sites se trouvent dans les districts de la municipalité d'Osthammar et de la municipalité d'Oskarshamn.

La Suède s'est dotée également, à Äspö, d'un laboratoire de recherche souterrain, à environ 500 m de profondeur, pour y effectuer toutes sortes d'analyses et d'expériences. Ce laboratoire a été réalisé pour faire des recherches uniquement, il n'a donc pas les meilleures caractéristiques géologiques pour être le lieu de stockage, il a été construit dans un lieu où la roche a justement des « imperfections » pour pouvoir mieux les étudier et en tirer les conséquences.

### **7.4.2. Dépôt final de déchets de faible et moyenne activités et à vie courte (SFR, Forsmark)**

La réalisation de ce dépôt, au voisinage des trois unités de production de la centrale de Forsmark, a commencé en 1983. Le dépôt a été réalisé dans un massif granitique sous la mer Baltique, entre 50 m et 120 m de profondeur.

La capacité totale du dépôt est de 63 000 m<sup>3</sup> ; environ 25 000 m<sup>3</sup> de déchets y ont été déposés et, grâce aux efforts de réduction de volume des déchets, la quantité qui y est déposée chaque année n'excède pas 2 000 m<sup>3</sup>.

### **7.4.3. Entrepôt de combustibles irradiés (CLAB, Oskarshamn)**

Ce dépôt, nécessaire à la décroissance de la radioactivité du combustible irradié avant mise au stockage géologique, a été mis en service en 1985. Implanté au voisinage de la centrale nucléaire d'Oskarshamn, il comporte des installations de surface, utilisées pour la réception des combustibles et des installations souterraines (piscines d'entreposage et équipements de transfert) à 30 m sous la surface.

La capacité initiale du dépôt, 5 000 tonnes, va être portée à environ 9 000 tonnes suite à la mise en service de piscines supplémentaires dans une caverne nouvelle.

Le comportement du combustible pendant l'entreposage est excellent : SKB n'a observé aucune rupture de gaine entraînant une contamination des piscines.

### **7.4.4. Conteneurage et stockage du combustible usé et des déchets de haute activité en formation géologique profonde**

#### **a) Le concept de conditionnement KBS 3**

Le concept de référence actuel (KBS 3) repose sur un conditionnement des assemblages combustibles dans un conteneur en fonte à graphite sphéroïdal, inséré dans une enveloppe en cuivre de 5 cm d'épaisseur, dont le couvercle est soudé.

Le conteneur sera mis en place dans un puits vertical chemisé par des anneaux de bentonite, foré dans le granite à partir d'une galerie à une profondeur d'en-

viron 500 m. Les galeries d'accès aux puits seront comblées peu après la mise en place des conteneurs, par un mélange qui peut être constitué de granite broyé et de bentonite. Des serremments seront réalisés pour garantir l'étanchéité des galeries entre elles.

#### **b) L'atelier-laboratoire de conditionnement**

SKB a réalisé, sur le port d'Oskarshamn, un atelier-laboratoire dédié à la mise au point du procédé de conteneurage du combustible irradié.

Dans ce laboratoire, deux méthodes de fermeture du conteneur par soudage sont développées en parallèle : soudage par faisceau d'électrons et soudage par friction thixotropique.

La décision du choix du procédé de soudage par friction a été prise en mai 2005. Par ailleurs, les procédés de fabrication des enveloppes constitutives des conteneurs et de l'insert en fonte sont à l'étude.

Le programme prévisionnel, qui prévoit le dépôt d'une demande d'autorisation de création de l'atelier de conteneurage en 2006 en vue d'une mise en service industriel en 2017, est jusqu'à présent respecté.

#### **c) Reconnaissance de sites potentiels d'implantations d'un dépôt**

Quatre critères fondamentaux guideront le choix d'un site :

- la nature et la structure en surface et en profondeur (jusqu'à 1 000 m) ;
- l'absence de minerai dans la masse granitique ;
- les fractures et failles, avec leur inclinaison, leur ouverture et leur profondeur ;
- les écoulements d'eau souterraine (et qui s'infiltreront en profondeur) ainsi que la composition chimiques des eaux.

Et de façon tout aussi importante, les impacts environnementaux et l'analyse de sûreté sont également pris en compte.

#### **Avancement des recherches et des investigations dans le district d'Osthammar**

Le site d'investigation est appelé Forsmark car il est situé au sud-ouest de la centrale nucléaire du

même nom. La zone candidate est d'environ 10 km<sup>2</sup>, c'est un métagranite remonté entre deux failles principales mais non affecté par elles.

Une carte dite d'accessibilité a été établie et est continuellement mise à jour. Elle regroupe toute les informations sur les conditions naturelles de surface (faune, flore, hydrographie...), tout particulièrement les espèces sensibles et bien sûr les informations sur l'habitat.

Des investigations ont été menées sur les écosystèmes de surface. Une carte des sols de la région est également établie et actualisée. Une carte précise de la distribution des types de roches a été réalisée en apportant une grande précision sur les types de granite. Une cartographie détaillée des fractures de la roche a été établie et complétée au fur et à mesure des forages et avec des mesures de magnétométrie et d'électromagnétométrie.

Tous les forages ont été diagraphiés et carottés et les carottes examinées avec précision, y compris les 4 forages de 1 000 m de long dirigés de façon à intercepter les fractures de différentes inclinaisons.

Les propriétés hydrauliques (perméabilité et porosité) de la roche et l'incidence des fractures sur les mouvements d'eaux souterraines ont été déterminées ainsi que la géochimie de ces eaux. Les propriétés mécaniques et thermiques de la roche en profondeur ont été également évaluées.

Le site étudié est ensuite modélisé avec l'ensemble des informations obtenues ; le réseau de fractures est tout particulièrement étudié. Le design du stockage profond, de sa rampe et des puits d'accès, ainsi que des puits de ventilation est en cours.

#### **Avancement des recherches et des investigations dans le district d'Oskarshamn**

Deux sites d'investigation ont été déterminés dans le district d'Oskarshamn, le site de Simpevarp et le site de Laxemar. Les mêmes analyses qu'à Forsmark ont été faites sur le site et son environnement. Les études et expérimentations sur la roche sont bien avancées, bien que tous les forages ne soient pas terminés. Le projet de modélisation n'a commencé qu'en début 2003 et les deux sites potentiels Simpevarp et Laxemar sont traités en même temps et en parallèle ; ces modèles s'enrichissent au fur et à mesure des résultats obtenus et des informations recueillies.

La localisation potentielle des installations de surface n'est pas encore définie, mais il semble d'ores et déjà exclu qu'elles soient sur la péninsule de Simpevarp.

#### **d) Recherches dans le laboratoire souterrain d'Äspö**

Le laboratoire souterrain d'Äspö a été construit entre 1990 et 1995 et est opérationnel depuis ; il est à une profondeur de 500 m environ.

Son rôle est de permettre de développer, de tester et évaluer des méthodes d'investigation, de construction et de dépôt ainsi que d'acquérir de l'expérience et de la confiance avant d'élaborer le stockage profond réel.

Les travaux de recherches sont menés en partenariat avec de nombreuses équipes étrangères (canadiennes, japonaises, finlandaises, belges, suisses et bien sûr françaises : l'Andra est associée à un grand nombre d'entre elles et pilote même certains projets).

De très nombreuses analyses et expérimentations y sont conduites sur les roches tant géologiques, structurales, lithologiques, hydrogéologiques, géochimiques, mécaniques que de transfert de chaleur. L'ensemble des données acquises dans ces différents domaines est intégré dans un programme informatique GeoMod spécialement mis au point.

Le grand ensemble de projets de recherche sur les barrières naturelles est bien avancé : des expériences sur la diffusion et la rétention des radionucléides dans la roche et par les fractures ont été réalisées (*True Project et RNR experiment*), ainsi que des expériences sur la stabilité hydro-chimique et des analyses de la chimie de la « matrice fluide » (*Matrix project*) notamment pour vérifier l'influence de la salinité des eaux. Le comportement de la bentonite à long terme est également étudié (*Lot et TBT Projects*). L'importance de la génération de gaz et son déplacement sont analysés dans deux projets (*Two-phase Flow et Lasgit Projects*). De plus, les colloïdes (*Colloid project*) et les microbes (*Microbe project*) de la roche sont en cours d'analyse pour comprendre leur rôle éventuel dans le transport des radionucléides pour les premiers et de générateurs d'hydrogène pour les seconds (entre autres). Il a été par ailleurs

démontré le grand pouvoir de consommation d'oxygène des bactéries *in situ*.

Un autre grand projet est en cours sur les aspects d'ingénierie en vue de la construction des chambres et tunnels d'exploitation et sur le comportement des conteneurs. La zone perturbée par l'excavation a été évaluée et son comportement modélisé (*experience Zedex*), ainsi que leur remplissage et leur fermeture (*Back-fill and plug Test*). Des conteneurs ont même été installés dans un tunnel de dépôt prototype pour tester et améliorer les machines (*Demo Test*) et vérifier le bon fonctionnement suivant les méthodes d'assurance qualité, leur retrait a également été testé en vue d'une éventuelle réversibilité (*Canister retrieval Test*).

## Annexe A au chapitre 7

### Liste des projets (en cours d'exécution) du 6ème PRCO, relatifs au stockage géologique, à la séparation et à la transmutation

Titre du projet - Objet	Instrument	Co-ordinateur	Nombre de partenaires (Nombre de pays)	Contrib. financière de l'U.E./Montant total du projet	Date de début & durée
<b>ACTINET-6</b> Réseau scientifique "Actinides"	NoE	CEA (FR)	27 (13)	€6.35M / €10.5M	1/3/04 4 ans
<b>NF-PRO</b> Compréhension, modélisation physique et numérique des processus-clés dans le "champ proche" et de leurs couplages, pour différents types de roches et divers concepts de stockage.	IP	SCK.CEN (B)	40 (10)	€8M / €16.8M	1/1/04 4 ans
<b>ESDRED</b> Etudes d'ingénierie et démonstrateurs de concepts de stockage.	IP	ANDRA (FR)	13 (9)	€7.32M / €18.1M	1/2/04 5 ans
<b>FUNMIG</b> Processus fondamentaux de transport des radionucléides.	IP	FZK-INE (DE)	51 (15)	€8M / €15M	1/1/05 4 ans
<b>EUROPART</b> Programme européen de recherche pour la séparation des actinides mineurs et de certains produits de fission à vie longue, à partir d'effluents de traitement de combustibles usés.	IP	CEA (FR)	27 (11)	€6M / €10.3M	1/1/04 3 ans
<b>EUROTRANS</b> Programme européen de recherche pour la transmutation de déchets de haute activité en système piloté par accélérateur.	IP	FZK- NUKLEAR (DE)	32	€23M / €43M	1/4/05 4 ans
<b>RED-IMPACT</b> Effet des techniques de séparation, de transmutation et de réduction de volume sur le stockage géologique des déchets.	STREP	Kungliga Tekniska Högskolan (SE)	23 (10)	€2M / €3.51M	1/3/04 3 ans
<b>SAPIERR</b> Action de soutien : initiative-pilote pour des dépôts géologiques régionaux européens.	SSA	Decom (Slovaquie)	2 (2)	€195K / €353K	1/12/03 2 ans

NoE : *Network of Excellence* (Réseau d'excellence)

IP : *Integrated Project* (Projet intégré)

STREP : *Specific Targeted Research Project* (Projet de recherche à visée spécifique)

SSA : *Specific Support Action* (Action de soutien spécifique)



## Annexe B au chapitre 7

### Atalante 2004 21-24 juin, Nîmes

La première Conférence Atalante a eu lieu en 2000 (24-26 octobre, Avignon). Elle coïncidait avec la fin de la mise en service actif de la première partie de Atalante. La seconde partie a été mise en actif fin 2003. Atalante est aujourd'hui une installation au cœur de la recherche nucléaire internationale où peuvent être conduites toutes les recherches de chimie nécessaires pour soutenir l'aval du cycle du combustible nucléaire (des aspects fondamentaux aux expériences démonstratives). Le thème de la première Conférence était de faire le point sur les recherches à conduire sur l'aval du cycle électronucléaire pour le début du XXI<sup>ème</sup> siècle, notamment dans les grandes installations nucléaires telles que Atalante et le programme scientifique était fortement inspiré par les axes de recherche 1 et 3 de la loi. Depuis quatre ans, de nombreux résultats ont été acquis dans les domaines de la séparation poussée, des matériaux pour transmutation, des matrices de conditionnement des déchets et de leur comportement à court et long terme laissant entrevoir ce que pourrait être de futurs cycles du combustible nucléaire et une future gestion des déchets. Aussi le thème général de Atalante 2004 était « *Advances for future nuclear cycles* » avec 3 sessions : procédés de recyclage, gestion des déchets et des combustibles usés, chimie des actinides et des produits de fission.

Les recherches sur le cycle du combustible sont de plus en plus conduites dans le cadre de grands programmes européens (Euratom) ou de collaborations internationales. Aussi l'organisation de cette recherche est-elle un point important. Son encadrement au plan Européen évolue avec la mise en place d'outils (*Integrated Programmes, Network Of Excellence*) et la sélection de projets ciblés (*Europart, Actinet 6*) dont la Commission a rendu compte dans son rapport n° 10. Les recherches dans le cadre de *Generation IV*, qui appellent de fortes innovations en matière de recyclage de matière hautement radioactive se mettent en place. Ces aspects ont été couverts dans quelques conférences introductives. D'autres ont fait le point sur les besoins en recherche restant à couvrir.

#### Session Recyclage

Plusieurs pays sont engagés dans les recherches sur les futurs cycles des combustibles nucléaires. Celles-ci sont directement issues des recherches développées en appui de la stratégie « Séparation-Transmutation » officiellement conduites depuis plus d'une décennie par le Japon et la France. D'autres pays, retraitant ou non leurs combustibles se sont aussi intéressés à cette stratégie, et aux recherches attenantes, souvent dans le cadre de programmes européens ou de collaborations. Les recherches sur les futurs cycles ont des objectifs plus ambitieux que celui de diminuer la radiotoxicité des déchets nucléaires du retraitement

actuel. Elles sont en principe liées aux programmes de recherches sur les réacteurs de génération IV qui visent un recyclage intégral des actinides, mais elles visent aussi à préparer des positions alternatives de limitation de stocks d'actinides (utilisation des REP de génération III et ADS) ou de gestion des combustibles usés. Les orientations des programmes de la France (CEA), du Japon (JNC), de l'Angleterre (BNFL) et des USA (DOE) ont été présentées à Atalante (ainsi que les moyens engagés). Les motivations des programmes sont différentes, mais toutes impliquent un traitement chimique poussé des combustibles actuels ou futurs et un effort sur les nouveaux combustibles.

Le CEA a réaffirmé son intérêt pour les réacteurs à haute (650 °C) puis très haute (1 000 °C) température, qui, dans un premier temps seront à neutrons thermiques (déploiement du projet d'un réacteur Areva-HTR/VHTR de 600MW<sub>th</sub> vers 2020-2025) puis à neutrons rapides (déploiement d'un projet de GFR de 600 à 2000 MW<sub>th</sub> vers 2030-2035). Ces réacteurs seront refroidis à l'hélium. Le HTR/VHTR et le GTR permettront, outre la production d'énergie, la production d'hydrogène par décomposition catalytique de l'eau (cycle dit I-S) mais seul le GTR recyclera les actinides, ceux qu'il produira dans des combustibles TRISO mais aussi ceux que produiront à cette époque les EPR (lesquels auront quasiment remplacé les REP actuels) dans des combustibles UOX et MOX. Dans l'immédiat les recherches sur le cycle portent et porteront sur le combustible TRISO (fabrication et retraitement), sur l'utilisation de l'hélium comme gaz de refroidissement et de transport de calories haute température, sur le cycle I-S et sur les possibilités de dissoudre les combustibles TRISO afin d'en séparer les actinides lorsque ces combustibles seront usés. A cet égard, le traitement du combustible TRISO avancé du GHTR (très riche en actinides) ou des UOX et MOX devrait conduire à la séparation de l'ensemble des actinides des produits de fission par voie hydrochimique. Une telle séparation nécessite la mise au point d'un nouveau procédé (GANEX) qui pourra s'appuyer sur les résultats obtenus en séparation poussée (procédés DIAMEX SANEX).

Pour son programme de réacteur à neutrons rapides de type génération IV, le Japon poursuit un programme (2005-2010) de retraitement-fabrication de combustible intégré par voie hydrochimique ou pyrochimique. Il est largement ouvert sur des séparations d'actinides seuls ou de plusieurs d'entre eux. L'Angleterre a réorganisé les « services pour le nucléaire » au sein d'une nouvelle organisation « *Nuclear Science and Technology Services - NSTS* » avec un nouveau centre de recherche à Sellafield le « *BNFL Technology Centre - BTC* » qui a pour mission de re-dynamiser la recherche dans le

domaine du cycle du combustible. Pour cela, une large coopération avec des universités anglaises a été établie (*University Research Alliance*), le BTC offrant la possibilité de travailler sur la matière très radioactive (comme cela est possible dans Atalante en France). Les programmes portent dans l'immédiat sur l'électrochimie en sels fondus pour extraire U (voire d'autres actinides) des combustibles qui y seraient dissous, le conditionnement de résidus de Pu dans des céramiques et l'amélioration des procédés de décontamination et de vitrification. La vocation commerciale de NSTS est clairement affichée pour de nombreux services.

Le programme américain AFCI (*Advanced Fuel Cycle Initiative*) est en partie lié au souci de voir une saturation rapide du stockage géologique de Yucca Mountain destiné aux combustibles usés et de préparer le cycle de réacteurs de génération IV. Le retraitement des combustibles usés permettrait de réduire l'activité des déchets à placer dans le dépôt géologique et donc d'accroître la capacité de ce dépôt, rapportée à l'énergie électrique produite. L'objectif est de disposer de procédés permettant de séparer U afin de le stocker comme déchet de faible activité, de séparer Cs et Sr pour décroissance, de séparer Pu (voire Np) pour le brûler dans des REP et de séparer les actinides mineurs pour les entreposer en attente des réacteurs de génération IV. Dans cette optique, une alternative serait de séparer ensemble tous les actinides. L'ensemble de ces procédés est appelé « UREX+ ». Le premier maillon (UREX : extraction U) de cette chaîne de procédés est une extraction de U par le TBP utilisé dans le procédé industriel classique PUREX mais en présence d'un agent réducteur et complexant pour limiter fortement la coextraction de Pu et Np. Le Tc coextrait avec U est séparé par extraction en retour par une solution concentrée de HNO<sub>3</sub>. Le deuxième maillon est l'extraction de Cs et Sr par un solvant constitué d'un mélange de dicarbollide de cobalt et de polyéthylène glycol. Quelques autres produits de fission sont aussi extraits (Ba, Rb). Le troisième maillon consiste, après évaporation pour réduction de volume et ajustement de concentration et d'acidité du flux principal issu de l'étape précédente, à récupérer ensemble Pu et Np par extraction avec le TBP. UREX+ comporte aussi une adaptation du procédé TRUEX, développé depuis 1980 par le laboratoire national d'Argonne (et analogue aux procédés français Diamex + Sanex). Am, Cm et les lanthanides sont extraits ensemble par le CMPO (solvant organo-phosphoré) puis après retour en phase aqueuse Am et Cm sont séparés des lanthanides par extraction avec le Cyanex 301, solvant initialement développé en Chine. La chaîne UREX+ de procédés est complexe et plusieurs étapes sont encore à mettre au point. Un premier essai d'ensemble a été effectué pour en vérifier la " faisabilité scientifique " et éprouver l'outil de modélisation réalisé parallèlement. Lors de l'essai, la décontamination de U est encore insuffisante et il en est de même pour la fraction Cs-Sr. Np n'a été que partiellement récupéré avec Pu. Les scientifiques américains ont espoir de résoudre les principales difficultés avant la fin de l'année 2004 au cours d'un nouvel essai d'ensemble. L'industrialisation du Cynex 301 paraît difficilement envisageable en raison de son instabilité.

Toutes les communications de cette session ont porté sur différents points particuliers des programmes évoqués ci-dessus, qui ont déjà été en grande partie abordés dans les récents rapports de la Commission. Comme la technologie de séparation par extraction par solvant est industrielle c'est surtout sur elle qu'est axé l'essentiel des recherches en recyclage. La pyrochimie en tant que procédé industriel de retraitement ne sera compétitive que pour certains futurs cycles associés à des réacteurs de génération IV. Pour autant cette session a montré que tous les pays nucléaires travaillent dans ce domaine mais avec des ambitions inégales. Les nouveaux combustibles de type MOX pour réacteurs HTR ou réacteurs à neutrons rapides sont au centre des recherches.

### **Session propriétés des actinides et produits de fission**

Il s'est agi essentiellement de recherches expérimentales ou théoriques sur les propriétés fondamentales de composés ou d'espèces en solution des actinides. Ces recherches sont au cœur de la maîtrise des procédés de séparation ou des choix des matériaux ou bien très en amont et n'ont pas d'autres finalités que de mieux connaître le comportement physico-chimique de ces éléments. On ne rentre pas ici dans le détail des communications.

### **Session gestion des déchets**

Elle a porté sur les recherches concernant les combustibles usés des réacteurs REP et les matrices de conditionnement des déchets de retraitement ou d'éléments que l'on pourrait séparer. Les thèmes traités ont quasiment tous visé la tenue à long terme de ces matériaux radioactifs en situation de stockage géologique. Le cas de la corrosion des matériaux métalliques (conteneurs des colis de déchets) n'a été qu'évoqué. A cet égard, les scientifiques américains ont présenté l'étude de l'incidence des produits de corrosion des conteneurs sur la matrice vitreuse. Quoique des matrices céramiques soient aussi étudiées dans des laboratoires américains, russes et anglais, essentiellement pour le conditionnement du plutonium et son stockage géologique, les présentations ont quasi-exclusivement été faites par le CEA. La Commission en a rendu compte dans ses rapports et il n'y a pas eu de résultats nouveaux susceptibles de modifier l'orientation des recherches. L'agence australienne, qui collabore avec le CEA, a fait le point sur ses recherches - engagées il y a un quart de siècle - portant sur les matrices céramiques de titanates (zirconolite, pyrochlore et perovskite) et sur la hollandite proposée pour le conditionnement du césium.

Quelques procédés innovants ont été présentés par des affiches. Ainsi, JAERI (Japon) a étudié le traitement par fusion des matériaux de gainage du combustible, afin notamment d'évaluer la rétention du carbone 14, particulièrement mobile dans les eaux souterraines. Un alliage métallique Cu-Zr serait élaboré par ce procédé de conditionnement. Le CEA a présenté ses recherches sur la destruction des effluents et déchets organiques (notamment les résines échangeuses d'ions) par oxydation par eau en conditions super-critiques. Le CEA paraît avoir résolu les problèmes de colmatage propres à ce procédé de traitement (maquette DELOS à Atalante).



On relève enfin que le CEA a fait le point des travaux en cours sur la reprise des déchets bitumés, par incinération au moyen d'une torche à plasma et par vitrification en creuset froid des résidus de cette incinération (installation SHIVA à Marcoule).

### **Conclusion**

La Conférence Atalante 2004 a permis de faire un point d'étape sur des recherches en physico-chimie directement liées aux axes 1 et 3 de la loi et à ce titre intéressant la Commission. Elle a aussi permis, dans une certaine

mesure, de les situer dans le contexte des nouveaux cycles de combustibles associés aux réacteurs du futur et d'entrevoir leur prolongement au-delà de 2006. On voit se dessiner la poursuite des recherches en séparation avec la tendance à une séparation groupée des actinides d'avec les produits de fission et des recherches sur de nouveaux combustibles, soit pour les réacteurs HTR (notamment en France), soit pour le recyclage des actinides dans des RNR.

La représentation étrangère à cette conférence était notable (Japon, Corée du sud, Russie, Royaume-Uni et Etats-Unis) comparée à la représentation française, la plus importante.



# Annexe C au chapitre 7

## Avancements des grands projets européens

### • **Projet FEBEX**

Projet européen entre GTS (Suisse), Andra (France) et CIEMAT (Espagne)

Le projet FEBEX, initié dans le cadre du 4<sup>ème</sup> PCRD et poursuivi dans le 5<sup>ème</sup> PCRD, avait pour but d'étudier le comportement en champ proche des composants d'un stockage dans une roche cristalline (site du Grimsel en Suisse) avec barrière de bentonite et deux appareils de chauffage pour simuler les conteneurs. L'ensemble a été monitoré pour suivre l'évolution du système et plus particulièrement en fonction des changements d'humidité et de température.

L'opération a duré cinq ans au bout desquels, après refroidissement du système pendant quatre mois, la barrière bentonitique a été démantelée et les appareils de chauffage retirés.

De nombreux **échantillons de bentonite** démantelée ont été analysés alors, notamment pour caractériser l'état de la bentonite et pour déterminer les éventuels changements de ses propriétés THM et géochimiques dus aux effets combinés pendant l'expérience :

Le gonflement de la bentonite (à dominante montmorillonite) a conduit à la fermeture de toutes les ouvertures dues à la construction de la barrière.

La capacité de gonflement de la bentonite n'a pas été modifiée de façon irréversible après les 5 ans de l'opération.

Une importante réduction de la pression de pré consolidation a été observée (de 40 à 10 MPa), elle est en relation avec les changements microstructuraux de l'argile induits par l'augmentation de volume due à l'hydratation.

La conductivité thermique semble avoir diminué avec la température.

Les tests en laboratoire ont permis de préciser un certains nombre de choses :

Dans cette bentonite, les capacités de rétention de l'eau diminuent légèrement avec une température élevée ; à un degré de saturation constant, plus la température est importante, plus la capacité de succion de l'échantillon diminue.

La température augmente la perméabilité de la bentonite Febex.

La perméabilité intrinsèque se modifie en raison de changements microstructuraux de l'argile induits par l'augmentation de volume due à l'hydratation. (Cette propriété a été détectée grâce à la mesure de la perméabilité du gaz). La même raison explique la réduction de la pression de pré-consolidation.

Le comportement mécanique de la bentonite compactée se modifie, notamment son élasticité, la dépendance de la contrainte de gonflement avec les tensions reçues, ainsi que la dépendance des voies de tensions en fonction des contraintes.

Il a été également démontré que sous haute température, la capacité de gonflement des argiles diminue, la pression de gonflement étant dépendante de la température.

Des tests ont montré que la saturation semble induire une diminution de la pression apparente de pré-consolidation, et ce, indépendamment de la température.

Mais la température augmente la compressibilité de la bentonite, saturée ou insaturée, ce qui pourrait signifier que la température influe sur la réduction du domaine élastique.

Néanmoins, il semble que les déformations de la bentonite soient plus liées aux tensions et aux voies de succion qu'à la température.

D'après modélisation (avec le code BRIGHT), le comportement des argiles peut être expliqué par son agencement structural en double structure.

### • **Projet SELFRAC**

Projet européen entre EIG EURIDICE, NAGRA, KUL (Belgique), EPFL (Suisse), L3S et G3S (France) et SOLEXPERTS

Le projet SELFRAC, initié dans le cadre du 5<sup>ème</sup> PCRD, avait pour but de caractériser l'EDZ et son évolution dans le temps, notamment son influence sur les propriétés de transport (et la perméabilité) dans le champ proche des roches hôtes argileuses.

Ce projet, mené entre fin 2001 et 2004, s'est particulièrement intéressé à l'origine de fissures et fractures de l'EDZ ainsi qu'aux processus de leur cicatrisation (*self healing*) et colmatage (*self sealing*). Les expériences ont été faites in situ et en laboratoire sur les argilites de Boom (à Mol) et les argilites à Opalinus (au Mont Terri).

En 2002, une galerie expérimentale de 90 m de long et 4,8 m de diamètre a été creusée à 223 m de profondeur dans le laboratoire de recherche souterrain de HADES, à Mol.

**Pendant l'excavation, les fracturations** induites ont été observées aussi bien en front de forage que sur les cotés : l'extension radiale des fractures dans la roche hôte n'a pas dépassé 1 m.

Les paramètres mécaniques ont été testés en 2002 et en 2004 : les résultats ont été pratiquement identiques dans les deux cas, la roche est altérée autour de la galerie sur une zone de 6 à 8 m.

**L'EdZ** (la zone hydrauliquement perturbée) a été mesurée : en début d'opération, elle est anisotrope avec une influence horizontale sur environ 20 m et une influence verticale sur environ 40 m (en relation avec l'état anisotrope des tensions) ; puis avec le temps, l'anisotropie s'inverse (en environ 10 ans d'après les calculs effectués).

Il s'avère donc que les profils EdZ sont dominés i) à court terme, par l'anisotropie de l'état initial de tension et ii) à long terme, par l'anisotropie de la conductivité hydraulique de la roche hôte (qui a une influence mesurée sur 6 m environ). Il a été également observé qu'il n'y avait pas de réseau de fractures interconnectées dans la roche hôte au-delà de 60 cm des bords de la galerie.

**Les tests en laboratoire** ont été menés sur des deux argilites pour déterminer leurs propriétés respectives de cicatrisation et de colmatage en créant une fracture plane artificielle.

Le premier test avait pour objectif de voir l'influence d'un fluide injecté (et également l'influence éventuelle de sa composition chimique, c'est pourquoi trois fluides différents ont été injectés) sur la capacité de cicatrisation : sur le temps de l'expérience (très limité), les argilites de Boom ont récupéré totalement leur propriétés hydrauliques alors que les argilites à Opalinus ne les ont que partiellement retrouvés ; les propriétés mécaniques des deux argilites n'ont pas été totalement récupérées.

La seconde expérience avait pour but de tester la cicatrisation couplée mécanique et chimique : les échantillons de chacune des deux argilites cylindriques, percés avec des trous de dimensions différentes et installés dans une cellule isostatique ont été soumis à une augmentation de la pression de confinement et l'évolution de la conductivité hydraulique a été monitoré.

Dans les argilites de Boom, les deux trous ont été colmatés très rapidement, dès que la pression de confinement a atteint 0,4 MPa et les propriétés hydrauliques ont été rapidement récupérées au contraire des propriétés mécaniques à l'échelle du temps de l'expérience.

La conclusion est donc que, pour des argilites molles (*soft*), on peut parler d'un colmatage (*sealing*) rapide mais pas d'une cicatrisation (*healing*).

Dans les argilites à Opalinus, la largeur du trou a eu une influence : il n'y a pas eu de colmatage du plus gros trou (4 mm de diamètre) mais un début de colmatage du petit trou (2,5 mm de diamètre) et la perméabilité initiale n'a pas été retrouvée - toujours à l'échelle du temps de l'expérience.

#### • **Projet RESEAL**

Projet européen entre NIRAS/ONDRAF (Belgique), Andra (France) et ENRESA (Espagne)

Le projet RESEAL, initié dans le cadre du 4<sup>ème</sup> PCRD, avait pour but de démontrer les techniques de remplissage par remblais et de scellement étanche des galeries d'un stockage.

Un conduit expérimental (ou puits) de 1,4 m de diamètre a été creusé, ainsi qu'un trou de forage de 0,25 m de diamètre dans le laboratoire de recherche souterrain de HADES, à Mol en Belgique, à 225 m de profondeur.

Le conduit a été scellé par un mélange de billes et de poudre de bentonite et le trou de forage par un mélange de blocs pré-compactés de bentonite et d'argile.

Des tests *in situ* ont été alors menés pour vérifier si ces scellements permettaient d'éviter la migration de l'eau, des gaz et des radionucléides par les conduits, à travers l'interface scellements /formation hôte ou encore via la zone perturbée par l'excavation.

La stabilité mécanique du scellement soumis à une surpression accidentelle a également été étudiée.

Les travaux de recherche ont été conduits pendant 9 ans, entre 1996 et 2005.

**Le conduit** a été rempli et scellé en septembre 1999 et l'hydratation artificielle a commencé en mai 2000. Le conduit a été remblayé avec du béton et ensuite scellé avec la bentonite, les parties inférieures et supérieures du scellement ont été étanchéifiées par une couche de résine.

Les instruments installés ont permis un suivi détaillé de la pression de pore, de l'humidité, de la dilatation et de l'évolution de la pression totale. Les instruments mis en place dans la couche hôte en contact avec le scellement permettaient de suivre la distribution 3D des tensions.

Les perturbations hydrauliques et mécaniques *in situ* et l'éventuel déplacement dû à l'installation du scellement et au gonflement de la bentonite ont été monitorés.

Après trois années d'hydratation artificielle, les mesures indiquaient que le scellement était proche de la saturation ; cependant, au bout de 4,5 années, la saturation n'a pas été

totale. En fait, à cause du retrait du chemisage au moment du remblayage, une chute de la pression de pore a été enregistrée. Sur une zone cylindrique, d'environ 1 m autour du conduit, la pression de pore a été égale à la pression atmosphérique ce qui a induit des fractures remplies d'air. L'EDZ autour du conduit est donc dû au retrait du chemisage. Une nouvelle augmentation de la pression de pore a cependant eu lieu lorsque la saturation a été très importante, ce qui indique une cicatrisation des fractures dans les argilites de Boom autour du conduit.

Les mesures faites de la conductivité hydraulique du matériel cicatrisé sont maintenant très proches de celles de la conductivité hydraulique de la roche non perturbée.

Les expériences sur le scellement **du trou de forage** ont commencé fin 1997. La densité choisie pour les blocs de bentonite devait permettre, à saturation totale, d'obtenir une

pression de gonflement égale à la pression lithostatique des argilites de Boom saines au niveau du laboratoire (4,4 MPa).

Après saturation, la perméabilité des scellements est inférieure d'un facteur 10 à la perméabilité de la roche hôte.

Lors de l'injection de gaz, une percée de gaz a eu lieu, probablement à l'interface entre le scellement et la roche hôte.

Après l'injection de gaz, un test de migration des radionucléides a été fait à l'intérieur des argiles du scellement pour analyser le comportement des radionucléides, *in situ* dans le scellement et voir s'il y a avait des voies de migration préférentielles le long des fractures refermées de l'EDZ ou de la percée de gaz : les résultats prouvent que la migration ne dépend que de la diffusion dans les matériels (argiles ou roche hôte).



# **Annexe 1 au rapport 11**

## **Composition de la Commission Nationale d'Évaluation au 1<sup>er</sup> juin 2005**

- **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'Evaluation.
- **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 - Spécialiste en radioprotection.
- **Jean LEFEVRE** - 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 Etranger 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 combustibles et des déchets nucléaires).

Le Secrétariat scientifique de la Commission Nationale d'Evaluation  
est assuré par **Catherine PONSOT-JACQUIN** et **Remi PORTAL**

### **Commission Nationale d'Evaluation**

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

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





## Annexe 2 au rapport 11

# Rapport au nom d'un groupe de travail mixte<sup>1</sup> La relation dose-effet et l'estimation des effets cancérigènes des faibles doses de rayonnements ionisants Maurice TUBIANA et André AURENGO<sup>2</sup>

### RÉSUMÉ ET CONCLUSIONS

Les risques cancérigènes d'une exposition aux rayonnements ionisants ont été estimés par de nombreuses études épidémiologiques entre 0,2 et 5 Sv<sup>3</sup>. Mais le domaine des doses qui concerne la santé humaine est généralement beaucoup plus faible : les doses délivrées par la plupart des examens radiologiques sont inférieures à une dizaine de mSv. Les irradiations auxquelles sont exposés les travailleurs ou les personnes habitant les régions où l'irradiation naturelle est élevée, sont également de cet ordre ou légèrement supérieures.

Or les études épidémiologiques disponibles ne décèlent aucun effet pour des doses inférieures à 100 mSv, soit qu'il n'en existe pas, soit que la puissance statistique des enquêtes ait été insuffisante pour les détecter. Comme certaines enquêtes portent sur un grand nombre de sujets, ces résultats montrent déjà que le risque, s'il existe devrait être très faible. Il est peu vraisemblable que de nouvelles enquêtes parviennent, dans un avenir proche, à estimer ces risques éventuels et encore moins à les exclure. En effet, le suivi de cohortes, même de plusieurs centaines de milliers de sujets n'aura sans doute pas la puissance statistique suffisante pour mettre en évidence un excès d'incidence ou de mortalité très petit venant s'ajouter à une incidence de cancer qui est très grande dans les populations non irradiées et qui fluctue en fonction des conditions de vie. Seules des comparaisons entre des régions géographiques à haute et faible irradiation naturelle, et dans lesquelles les conditions de vie sont semblables pourraient apporter des informations pour cette gamme de dose et de débit de dose. Il faut donc suivre attentivement les résultats des enquêtes en cours au Kerala (Inde) et en Chine.

Les méthodes d'évaluation directe étant insuffisantes, on est contraint pour estimer les risques éventuels des faibles doses (< 100 mSv) d'extrapoler à partir des effets cancérigènes observés entre 0,2 et 3 Sv. Une relation linéaire décrit convenablement la relation entre la dose et l'effet cancérigène

pour les doses supérieures à 200 mSv où on a pu la tester. Ceci a paru justifier l'utilisation d'une relation linéaire sans seuil (RLSS) pour estimer le risque des faibles doses. Cependant dans le domaine des doses inférieures à quelques dizaines de mSv, les données radiobiologiques récentes jettent un doute sur la validité de cette procédure, car elles sont en désaccord avec les deux hypothèses sur lesquelles la relation linéaire sans seuil est implicitement fondée à savoir : 1) la constance de la probabilité de mutation (par unité de dose) quels que soient la dose et le débit de dose. 2) le processus de cancérogenèse, après avoir été initié dans une cellule, évolue indépendamment des lésions éventuellement présentes dans les cellules environnantes.

En effet, les données récentes mettent en évidence l'existence de mécanismes de défense contre les altérations du génome à l'échelle de la cellule du tissu et de l'organisme et qui limitent la prolifération d'une cellule « initiée » dans un tissu ou un organisme multicellulaire :

1. Les progrès de la radiobiologie ont montré que la cellule ne subit pas passivement l'accumulation des lésions causées par les rayonnements. Elle se défend et réagit par au moins trois mécanismes :

- en mettant en œuvre des systèmes enzymatiques de détoxification dirigés contre les espèces actives de l'oxygène apparues à la suite du stress oxydatif ;
- en éliminant les cellules lésées (mutées ou instables), grâce à deux mécanismes : l'apoptose (qui peut être déclenchée par des doses de l'ordre de quelques mSv afin de tuer les cellules dont le génome a été altéré ou présente des dysfonctionnements) et la mort au moment de la mitose des cellules dont les lésions n'ont pas été réparées. Or, des travaux récents indiquent qu'il existe un seuil au-dessous duquel les faibles doses et débits de dose ne déclenchent pas l'activation des systèmes de signalisation intracellulaire qui gouvernent la réparation, ce qui entraîne la mort de ces cellules ;
- en mettant en œuvre des systèmes de réparation de l'ADN qui sont stimulés ou activés par des doses de l'ordre d'une dizaine de mSv.

Il existe, de plus, des systèmes de signalisation intercellulaire qui informent chaque cellule sur le nombre de cellules environnantes ayant été lésées. Les méthodes modernes d'analyse de la transcription des gènes cellulaires montrent que pour de nombreux gènes, celle-ci est

<sup>1</sup> MM. André AURENGO (Rapporteur), Dietrich AVERBECK, André BONNIN, Bernard LE GUEN, Roland MASSE, Roger MONIER, Maurice TUBIANA (Président), Alain-Jacques VALLERON, Florent de VATHAIRE.

<sup>2</sup> Membres de l'Académie nationale de médecine.

<sup>3</sup> Il n'y a pas de consensus sur les doses correspondant aux « faibles » ou « très faibles » doses. Selon les auteurs, les faibles doses sont celles inférieures à 200 ou à 100 mSv, les très faibles doses celles inférieures à 20 ou à 10 mSv. Dans le cadre de ce rapport nous admettons que les doses faibles sont inférieures à 100 mSv et très faibles à 10 mSv.

modifiée par des doses beaucoup plus faibles (de l'ordre du mSv) que celles pour lesquelles on observe une mutagenèse. Ces méthodes ont été la source de progrès considérables en montrant que selon la dose et le débit de dose ce ne sont pas les mêmes gènes qui sont trans-

crits. Il apparaît ainsi que pour les très faibles doses (<10 mSv), les lésions sont éliminées par la disparition des cellules ; pour des doses un peu plus élevées et endommageant un nombre notable de cellules (donc susceptibles de causer des lésions tissulaires), les systèmes de réparation de l'ADN sont activés ; ils permettent la survie cellulaire mais peuvent générer des erreurs. Aux faibles doses (< 100 mSv), le nombre de réparations fautive mutagènes est petit mais son importance relative, par unité de dose, croît avec la dose et le débit de dose.

Cette modulation des réactions de défense de la cellule en fonction de la dose, du débit de dose, de la nature et du nombre de lésions, des conditions physiologiques de la cellule et du nombre de cellules atteintes explique les fortes variations de radiosensibilité (mortalité cellulaire, ou probabilité de mutation, par unité de dose) qui sont observées en fonction de la dose et du débit de dose: hypersensibilité cellulaire initiale au cours d'une irradiation quand la dose est faible, puis au delà de 200 mSv apparition d'une radorésistance induite avec diminution de la mortalité cellulaire (par unité de dose), variations brutales de la radiosensibilité après une irradiation intense et brève, radio-adaptation c'est-à-dire diminution temporaire de la radiosensibilité dans les heures ou jours qui suivent une première irradiation à faible dose, etc.

2. D'autre part, on pensait que la radiocancérogenèse était initiée par une lésion du génome atteignant de façon aléatoire quelques cibles spécifiques (proto-oncogènes, gènes suppresseurs, etc.). A ce modèle relativement simple, qui avait donné un substrat théorique à l'utilisation de la RLSS, s'est substitué celui d'un processus complexe, que l'on commence à identifier, où s'associent lésions génétiques et épigénétiques et surtout dans lequel les relations entre la cellule initiée et les cellules environnantes jouent un rôle essentiel. Ce processus de cancérogenèse se heurte à des mécanismes efficaces de défense à l'échelle du tissu et de l'organisme. Au niveau du tissu, les mécanismes qui interviennent dans l'embryogenèse et pour diriger la réparation tissulaire après une agression, semblent jouer un rôle pour contrôler la prolifération d'une cellule, même quand celle-ci est devenue autonome. Ce mécanisme pourrait expliquer l'absence d'effet cancérogène après contamination par de faibles quantités de radioéléments émetteurs  $\alpha$  (phénomène dans lequel un petit nombre de cellules ont été fortement irradiées mais sont environnées par des cellules saines) avec l'existence, dans ce cas, d'un seuil chez l'homme comme chez l'animal. Il pourrait aussi contribuer à expliquer la grande différence de probabilité d'un effet cancérogène selon le tissu et selon la dose, puisque la mort d'un grand nombre de cellules désorganise le tissu et favorise l'échappement d'une cellule initiée aux

contrôles tissulaires, comme le suggèrent aussi les irradiations locales au travers de grilles.

3. Enfin, les systèmes de surveillance mis en œuvre par les cellules saines de l'organisme sont capables d'éliminer des clones de cellules transformées, comme le montrent, les échecs des greffes de cellules tumorales ainsi que la forte augmentation de la fréquence de certains cancers chez les sujets immunodéprimés (un certain lien semble exister entre une déficience du système de réparation NHEJ et l'immunodéficience).

*Toutes ces données suggèrent une moindre efficacité des faibles doses, voire l'existence d'un seuil qui pourrait être lié soit à l'absence de mise en œuvre des mécanismes de signalisation et de réparation pour les très faibles doses, soit à l'association apoptose + réparation non fautive + immunosurveillance, sans qu'il soit possible, en l'état actuel de nos connaissances, de fixer le niveau de ce seuil (entre 5 et 50 mSv ?) ou d'en démontrer l'existence. Ces réactions peuvent aussi expliquer l'existence d'un phénomène d'hormesis<sup>4</sup> dû à la stimulation des mécanismes de défense, notamment à la lutte contre les formes actives de l'oxygène. De fait, la méta-analyse qui a été faite des résultats de l'expérimentation animale montre dans 40 % de ces études une diminution de la fréquence spontanée des cancers chez les animaux après de faibles doses, observation qui avait été négligée car on ne savait pas l'expliquer.*

Globalement, ces résultats montrent qu'il n'est pas justifié d'utiliser une relation linéaire sans seuil (RLSS) pour estimer le risque cancérogène des faibles doses à partir des observations effectuées pour des doses allant de 0,2 à 5 Sv, puisqu'un même incrément de dose a une efficacité variable en fonction des conditions d'irradiation notamment de la dose totale et du débit de dose. La conclusion de ce rapport est, de ce fait, en contradiction avec celles d'autres auteurs qui justifient l'utilisation de cette relation sur les arguments suivants :

1. aux doses inférieures à 10 mSv il n'y a pas d'interaction entre les différents événements physiques initiés le long des différentes trajectoires des électrons ;
2. la nature des lésions ainsi causées et la probabilité de réparation fidèle ou fautive et d'élimination par la mort des cellules lésées ne dépendent ni de la dose ni du débit ;
3. le cancer est la conséquence directe et aléatoire d'une lésion de l'ADN dans une cellule apte à se diviser et la probabilité pour qu'une cellule initiée donne naissance à un cancer n'est pas influencée par les lésions dans les cellules voisines et les tissus ;
4. la relation linéaire sans seuil rend compte de manière correcte de la relation dose-effet pour l'induction de tumeurs solides dans la cohorte d'Hiroshima et Nagasaki ;

<sup>4</sup> Effet d'un agent, physique ou chimique, qui provoque un effet à forte dose et un effet inverse à faible dose. C'est le cas pour de nombreux agents, toxiques à fortes doses, mais qui à faible dose ont un effet favorable protecteur.

5. l'effet cancérogène de doses de l'ordre de 10 mSv est prouvé chez l'homme par les résultats des études sur l'irradiation *in utero*.

Le premier argument concerne les phénomènes physico-chimiques initiaux qui sont proportionnels à la dose ; cependant la nature et l'efficacité des mécanismes de défense qu'ils déclenchent varient avec la dose. Le deuxième argument est donc en opposition avec les travaux récents de radiobiologie que nous venons d'examiner. Le troisième argument ne tient pas compte de la complexité du processus de cancérogenèse qui a été révélée au cours de la dernière décennie et qui souligne en particulier le rôle des relations intercellulaires et du stroma. Pour le quatrième, on doit remarquer que d'autres types de relation dose-effet (quadratiques ou avec seuil), tout aussi compatibles que la RLSS avec les données concernant les tumeurs solides chez les survivants des explosions atomiques, ont l'avantage de rendre compte d'autres données épidémiologiques non compatibles avec la RLSS, notamment l'incidence des leucémies chez ces mêmes survivants. De plus, les dernières données disponibles montrent que la relation dose-effet pour les tumeurs solides chez les survivants d'Hiroshima-Nagasaki n'est pas linéaire mais curvilinéaire entre 0 et 2 Sv. Enfin, même si la linéarité de la relation dose-effet était démontrée pour certains cancers entre, par exemple 50 mSv et 3 Sv, sa généralisation ne serait pas possible car l'expérimentation et l'observation clinique montrent que la relation dose effet varie considérablement selon le type de tumeur et l'âge lors de l'irradiation. La relation empirique globale observée pour l'ensemble des tumeurs solides correspond à l'addition de relations qui peuvent être très différentes selon le type de cancer, par exemple linéaires ou quadratiques, avec ou sans seuil.

Enfin, en ce qui concerne les irradiations *in utero*, quelle que soit la valeur de l'étude d'Oxford, certaines incohérences entre les données disponibles imposent une grande prudence avant de conclure qu'il existe une relation causale à partir de

données montrant une association. De plus, il est très discutable d'extrapoler du fœtus à l'enfant ou à l'homme, en particulier parce que le niveau de développement, les relations intercellulaires et les systèmes d'immunosurveillance sont très différents.

*En conclusion*, le présent rapport émet des réserves sur l'usage de la RLSS pour évaluer le risque cancérogène des faibles doses (< 100 mSv). La RLSS peut constituer un outil pragmatique utile pour fixer les règles de la radioprotection pour des doses supérieures à une dizaine de mSv ; mais, n'étant pas fondée sur des concepts biologiques correspondant à nos connaissances actuelles, elle ne peut pas être utilisée sans précaution pour estimer par extrapolation l'effet des faibles et surtout des très faibles doses (< 10 mSv), notamment dans l'évaluation du rapport bénéfice-risque, imposée au praticien dans le cadre de la pratique radiologique par la directive européenne 97-43. Les mécanismes biologiques sont différents pour des doses inférieures à quelques dizaines de mSv et pour des doses supérieures. Les risques éventuels dans la gamme de dose des examens radiologiques (0,1 à 5 mSv ; jusqu'à 20 mSv pour certains examens) doivent être estimés en tenant compte des données radiobiologiques et de l'expérimentation animale. L'usage d'une relation empirique qui n'est validée que pour des doses supérieures à 200 mSv pourrait, en surévaluant les risques faire renoncer à des examens susceptibles d'apporter au malade des informations utiles ; elle pourrait aussi en radioprotection conduire à des conclusions erronées. Les décideurs confrontés au problème des déchets radioactifs ou au risque de contamination doivent réexaminer la méthodologie utilisée pour évaluer les risques des très faibles doses et des doses délivrées avec un très faible débit.

Enfin ce rapport confirme qu'il n'est pas acceptable d'utiliser le concept de dose collective pour évaluer les risques liés à l'irradiation d'une population.



## Annexe 3 au rapport 11

### Brève synthèse de l'inventaire des colis de déchets radioactifs français et des prévisions

#### Classification et caractéristiques

<i>Période</i>	Vie très courte	Vie courte (VC) ( < 30 ans)	Vie longue (VL)
<i>Activité</i>			
Très faible activité (TFA)	Déchets laissés sur place pendant le temps de décroissance radioactive	TFAVC	TFAVL
Faible activité (FA)		FAVC	FAVL
Moyenne activité (MA)		MAVC	MAVL
Haute activité (HA)		HAVC	HAVL

Seuls les déchets MAVL et HAVL font l'objet des études dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991. En effet, ces déchets rassemblent, dans un volume réduit, la plus grande partie de la radioactivité française.

Les déchets HAVL, également appelés déchets C ou déchets vitrifiés, sont des déchets exothermiques issus des combustibles usés et conditionnés lors des opérations de traitement. Ils comportent une forte concentration de radionucléides et leur niveau de radioactivité est de l'ordre de plusieurs dizaines de milliards de Becquerels (Bq) par gramme.

Les déchets MAVL, également appelés déchets B, proviennent des structures des combustibles usés (coques et embouts), du traitement des effluents et de certains équipements. Ils sont majoritairement non exothermiques ou d'un niveau de dégagement de chaleur bien inférieur aux déchets HAVL. Leur niveau de radioactivité se situe entre un million et un milliard de Becquerels (Bq) par gramme.

#### Volumes et pourcentage de la radioactivité des colis de déchets MAVL et HAVL (au 31/12/2002)

	Volume (en m <sup>3</sup> équivalent)	% de la radioactivité totale de l'ensemble des déchets
MAVL	45 359	3,87 %
HAVL	1 639	96,05%

Le volume total de déchets radioactifs toutes catégories est de 978 920 m<sup>3</sup> équivalent (dont 663 562 sont déjà stockés).

#### Quantités prévisionnelles des stocks de colis de déchets MAVL et HAVL (en m<sup>3</sup> équivalent)

	Volumes existants fin 2002	Volumes prévisionnels en 2010	Volumes prévisionnels en 2020
MAVL	45 359	50 207	54 509
HAVL	1 639	2 521	3 621
Total toutes catégories	978 920	1 261 190	1 858 432

Les prévisions de production de déchets radioactifs sont basées sur un présupposé : la continuité des activités industrielles actuelles, sans rupture majeure et se fondent également sur des scénarios d'évolution de la consommation électrique dans les 10 et 20 années à venir.

**Les types de colis de déchets, leurs nombres et volumes équivalents qui pourraient être stockés (prévision vers 2035)**

**1. Scénario S1a**

Le scénario S1a correspond à la poursuite du retraitement des combustibles usés pour l'ensemble des combustibles (UOX, URE, MOX).

Déchets MAVL		Nombre de colis	Volume (m <sup>3</sup> )
B1	Déchets activés	2560	470
B2	Déchets bituminés	104 990	36 060
B3	Déchets technologiques et divers en conteneurs ciment ou acier	32 940	27 260
B4	Déchets de structure cimentés (coques et embouts)	1 520	2 730
B5	Déchets de structure compactés	42 600	7 790
B6	Déchets de structures et technologiques mis en fûts	10 810	4 580
B7	Sources	3 045	1 440
B8	Déchets avec radium et américium	1 350	775
<b>Total MAVL</b>		<b>199 815</b>	<b>81 105</b>
<b>Déchets HAVL</b>			
C0	Déchets vitrifiés de recherche (sans URE, UOX ni MOX)	4 120	700
C1	Déchets vitrifiés UOX /URE « thermique actuelle »	4 640	810
C2	Déchets vitrifiés UOX /URE « thermique future »	990	170
C3	Déchets vitrifiés UOX /MOX	13 320	2 330
C4	Déchets vitrifiés UOX + Pu	13 250	2 320
<b>Total HAVL</b>		<b>36 320</b>	<b>6 330</b>

**2. Scénario S2**

Le scénario S2 suppose l'arrêt du retraitement et implique un stockage direct des combustibles usés UOX, URE et MOX ; il prend donc en compte les combustibles usés comme des déchets ultimes, ce qui n'est pas le cas aujourd'hui.

		Nombre de colis (ou d'assemblages)
<b>Total MAVL</b>	Colis de déchets B	<b>168 265</b>
<b>Total HAVL</b>	Colis de déchets C ou vitrifiés	<b>24 680</b>
<b>Combustibles usés</b>		
CU1	Combustibles usés REP UOX et URE (EDF)	54 000
CU2	Combustibles usés REP MOX (EDF)	4 000
CU3	Combustibles usés CEA	5 800
<b>Total CU</b>		<b>63 800</b>

# 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<sup>ème</sup> 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 iodovanadoplombeuse : 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** - **Advanced Test Reactor**, réacteur d'essai de matériaux et de production de radio-isotopes, Idaho National Engineering Laboratory, Idaho, Etats-Unis.

**ATW** - **Accelerator Transmutation of nuclear Waste** - Projet de transmutation proposé par le Laboratoire National de Los Alamos (LANL) qui est basé sur l'utilisation d'un accélérateur de haute intensité pour la transmutation dans un réacteur sous-critique.

**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** - **Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe**, 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** - **BIOsphere Modelling and ASSEssment** - Programme coordonné de recherche de l'AIEA pour la modélisation des biosphères et le choix des biosphères de référence.

**BIOMOVS** - **BIOspheric Model Validation Study** - 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** - **British Nuclear Fuels Limited** : Compagnie Britannique des combustibles nucléaires (Royaume-Uni).

**BO** - **Barrière Ouvragée**.

**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** - **Bureau de Recherches Géologiques et Minières**.

**BRIGHT** - Voir CODE BRIGHT.

**Britholite** - Variété d'apatite : phosphate de calcium et de terres cériques, matrice candidate pour le confinement de déchets radioactifs.

**BTP** - Voir bis-triazine-pyridine.

**Bure** - Commune située dans le département de la Meuse ; c'est sur son territoire qu'est réalisé un laboratoire souterrain.

**CAC** - Programme « Critères d'Acceptation et Caractérisation » initié en 1999 par le CEA.

**Calcinats de produits de fission** - Les solutions de produits de fission renferment les actinides mineurs et de faibles traces de plutonium et d'uranium (environ 0,1 %), issues du retraitement ; elles sont calcinées après ajout de divers composés (première étape du procédé de vitrification), puis le calcinat est mélangé à de la fritte de verre et le mélange est porté en fusion (deuxième étape du procédé de vitrification). Les calcinats de produits de fission désignent les résidus que l'on obtiendrait à l'issue de la première étape de vitrification avec ou sans ajouts des composés.

**Calixarène** - Famille de molécules organiques ayant une forme de calice qui comprend des groupements aryles ( $C_6H_4$ ) et des groupements arènes ( $CH_2$ ) sur lesquels on peut greffer des radicaux fonctionnels spécifiques destinés à la complexation de certains éléments.

**CALIXARENE** - Programme de recherches du CEA pour l'étude d'un procédé d'extraction mettant en œuvre des calixarènes (voir ce mot). Nom de ce procédé.

**Callovo-Oxfordien** - Série argileuse rencontrée en particulier dans le site de l'Est ; le callovo-Oxfordien fait partie du Jurassique supérieur et est âgé de 150 millions d'années.

**CAPRA** - **Consommation Accrue de Plutonium** dans les réacteurs **RAPides** - 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** - **Chaîne Blindée d'Analyse** : équipement de l'installation ATALANTE (voir ce mot).

**CBP** - **Chaîne Blindée de Procédé** : installation d'essai de pilotes de procédés, dans l'installation ATALANTE du CEA à Marcoule.

**CEA** - **Commissariat à l'Energie Atomique**.

**CEMRACS** - **Centre d'Eté Mathématique de Recherches Avancées en Calcul Scientifique**.

**Céramiques** - Composés minéraux élaborés à haute température par frittage. Ces matériaux sont à l'étude pour le conditionnement des déchets car ils permettent d'incorporer des radionucléides dans leur structure.

**CERCER** - Matériau combustible nucléaire céramique intégré dans une matrice céramique inerte.

**CERMET** - Matériau combustible nucléaire céramique intégré dans une matrice métallique.

**CERN** - **Centre Européen pour la Recherche Nucléaire**. Laboratoire européen pour la physique des particules, situé près de Genève - Suisse.

**CESAR** - Code de calcul destiné à évaluer les caractéristiques des combustibles irradiés (masse d'actinides, de



produits de fission, d'activation) et leur évolution dans le temps. Le code actuellement utilisé est CESAR 4.

**Champ proche** - Partie d'une installation de stockage final de déchets radioactifs soumise à des perturbations thermiques, hydrauliques, mécaniques et chimiques notables.

**Champ lointain** - S'oppose à champ proche ; partie de la géosphère entourant une installation de stockage final de déchets radioactifs, non soumise à des perturbations thermiques, hydrauliques, mécaniques ou chimiques notables.

**CHICADE** - **CH**imie et **CA**ractérisation des **DE**chets de faible et moyenne activité - INB 156, destinée à des procédés de traitement et de conditionnement de déchets ; mise en service en 1994 - CEA Cadarache.

**Chlorite** - Minéral argileux.

**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, Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> et SiO<sub>2</sub>. Les deux principales catégories de ciments sont les ciments CPA et les ciments CLC. Les ciments CPA sont plus riches en Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> qu'en SiO<sub>2</sub>, les CLC sont plus riches en SiO<sub>2</sub> qu'en Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (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  $\leq 30$  ans) et des émetteurs en faible quantité ( $\leq 3,7$  GBq/t ou 0,1 Ci/t, limite de l'activité  $\alpha$  après 300 ans).

**Déchets de catégorie B** - Déchets de faible et moyenne activité renfermant des émetteurs de longue période et notamment des émetteurs  $\alpha$  en quantité importante ( $> 3,7$  GBq/t ou 0,1 Ci/t en activité  $\alpha$ , et en moyenne excepté pour des radionucléides spécifiques,  $< 370$  GBq/t ou 10 Ci/t en activité  $\beta\gamma$ ).

**Déchets de Catégorie C** - Déchets de haute activité renfermant des quantités importantes de produits de fission, d'activation et d'actinides. Ils génèrent une énergie thermique notable. Ce sont principalement les déchets vitrifiés. Le combustible irradié qui ne sera pas retraité peut être également considéré comme un déchet de haute activité.

Les déchets de catégorie A sont normalement stockés en site de surface (Centre de Stockage de la Manche, Centre de Stockage de l'Aube) ; les déchets de catégorie B et C sont placés en entreposage et relèvent des recherches que l'on doit conduire dans le cadre de l'article L 542 du Code de l'environnement.

**Déchets nucléaires ou radioactifs** - Ce sont « des matières radioactives sous forme gazeuse, liquide ou solide pour lesquelles aucune utilisation ultérieure n'est prévue par la partie

contractante ou par une personne physique ou morale dont la décision est acceptée par la partie contractante, et qui sont contrôlées en tant que déchets radioactifs par un organisme de réglementation conformément au cadre législatif et réglementaire de la partie contractante » (Convention commune sur la sûreté de la gestion des combustibles usés et sur la gestion des déchets radioactifs, signée le 5 septembre 1997).

**Déchets ultimes (Article L 541-1 du Code de l'environnement)** - « Est ultime ... un déchet, résultant ou non du traitement d'un déchet, qui n'est plus susceptible d'être traité dans les conditions techniques et économiques du moment, notamment par extraction de la part valorisable ou par réduction de son caractère polluant ou dangereux ». À compter du 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 cois 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<sup>ème</sup> 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.

**Facteur de conversion [ou Rapport de conversion]** - Rapport du nombre de nucléides fissiles produits par conversion au nombre de nucléides fissiles détruits.

**Faisabilité scientifique** - Possibilité de mettre en œuvre, à l'échelle du laboratoire ou d'un échantillon de matière, des lois physiques, en vue de leur application à la conception d'un procédé pour atteindre un objectif défini, indépendamment des systèmes et processus dans lesquels s'intégrerait ce procédé.

**Faisabilité technique** - Aptitude d'un concept ou d'un procédé à atteindre, à l'échelle d'un atelier (pilote) de production, un objectif défini. Une démonstration de faisabilité technique implique de définir un schéma de procédé complet, de choisir les appareils et matériaux à mettre en œuvre à l'échelle industrielle, de vérifier expérimentalement les performances du concept ou du procédé dans la durée, d'en évaluer la sûreté et de s'assurer de la possibilité d'intégrer le concept ou procédé dans un processus industriel d'ensemble.

**FAVC** - Faible Activité Vie Courte.

**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  $\beta$  à vie longue).

**Fluage** - Déformation lente, sans rupture, d'un matériau, tel qu'une roche, soumis à une contrainte constante.

**FORPRO** - Groupement de recherche entre le CNRS et l'Andra créé le 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** - **GE**stion des **DE**chets par des **O**ptions **N**ouvelles. 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** - **GE**stion des **DE**chets et **P**roduction d'**E**nergie par des **O**ptions **N**ouvelles.

**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 **T**ransport of Radionuclides in Heterogeneous **G**eologic 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** - **GOL**Der Associates **SIM**ulation Software Plate-forme logiciel développée par Golder Associates, Inc., pour la simulation de systèmes physiques ou autres et la représentation visuelle de leur fonctionnement. GOLDSIM est conçu pour permettre l'intégration de modules logiciels externes si nécessaire à la représentation de certains systèmes. GOLDSIM a ainsi été utilisé pour l'étude du fonctionnement du dépôt géologique en projet à

Yucca Mountain (USA), 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 **S**chwer**I**onenforschung - 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** - **H**igh-**A**ctivity **D**isposal **E**xperimental **S**ite, 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 **H**ydroxy-2-**E**thylène **D**iamine **T**ri**A**cétique.

**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** - **H**igh **F**lux **R**eactor : réacteur expérimental thermique à haut flux au Centre Commun de Recherche de Petten (Pays-Bas).

**HINDAS** - Programme du 5<sup>ème</sup> PCRd, ayant pour but la collecte de données nucléaires relatives à la réaction de spallation (voir ce mot).

**Hollandite** - Oxyde mixte de titane, d'aluminium et de baryum faisant partie du synroc en tant que minéral composite de formule  $\text{Ba}(\text{AlTi})_2\text{Ti}_6\text{O}_{16}$ .

**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** - **H**igh **T**emperature **R**eactor, 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 radionuclides : complexation and transport of actinides, projet européen du 5<sup>ème</sup> 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  $\text{NH}_2 \text{OH}$ .

**IHTE** - Institute of **H**igh **T**emperature **E**lectrochemistry, Moscou (Russie).

**Illite** - Minéral argileux potassique à structure feuilletée.

**IN2P3** - Institut de **P**hysique **N**ucléaire et de **P**hysique des **P**articules (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<sup>ème</sup> 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** - Institut de **P**hysique **N**ucléaire du CNRS IN2P3 (Orsay).

**IRSN** - Institut 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** - Institut 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<sup>er</sup> octobre 1998, à PNC - Power Reactor and Nuclear fuel development Corporation).

**Kd** - Caractérise le partage d'un élément entre phase solide et une phase liquide. Valeur du rapport entre la quantité de l'élément par unité de poids de solide à la concentration de l'élément en solution. Kd dépend de la quantité totale de l'élément au-delà d'une certaine limite et dépend souvent de la façon dont on sépare les deux phases.

**KEK** - Organisation de recherche sur les accélérateurs à haute énergie, fondée en 1997 à Tsukuba (Japon).

**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 ( $Q$ ,  $\text{m}^3/\text{s}$ ) le traversant est relié aux paramètres dont il est fonction :

\*  $\Delta H$  : différence de charge hydraulique entre la section d'entrée et la section de sortie de l'élément de milieu (m),

\*  $h$  : épaisseur de l'élément de milieu (m),

\*  $S$  : aire de la section de l'élément de milieu ( $\text{m}^2$ ),

conformément à la théorie développée par Darcy.

$$Q = k \cdot S \cdot \frac{\Delta H}{h}$$

$k$  (m/s), terme de proportionnalité, est appelé coefficient de perméabilité ou coefficient de Darcy (le mot *coefficient* est consacré par l'usage bien qu'il ait une dimension : m/s).

**Los Alamos** - Centre de recherche nucléaire aux États-Unis pour les applications civiles et militaires (LANL - Los Alamos National Laboratory).

**LURE** - **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 ( $\leq 30$  ans) ainsi que des radionucléides émetteurs alpha ou à vie longue (voir déchets B).

**Macrocycle** - Famille de molécules cycliques qui comportent de nombreux sites d'atomes donneurs.

**MAG** - **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**vançé 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.

tiques, et prochainement, des cœurs des réacteurs du futur (CEA, Cadarache, 1966).

**MATCO** - **MAT**rices de **CO**nditionnement, 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** - **MO**dèle d'**I**nventaire de **D**imensionnement retenu par l'ANDRA pour ses études d'avant-projet de stockage (2002-2005).

**MIP** - **MO**dèle d'**I**nventaire **P**réliminaire de l'ANDRA pour ses études d'avant-projet de stockage.

**MIX** - Option de multirecyclage du plutonium qui consiste à utiliser des combustibles contenant l'oxyde de plutonium sur un support à uranium enrichi. Désigne aussi le combustible oxyde correspondant.

**Modèle scientifique** - Il constitue un outil de recherche qui a pour but de mettre en équations tous les phénomènes, et qui rend compte de leur évolution.

**Mol** - Centre de recherche nucléaire de Belgique où se trouve également le laboratoire HADES de recherche pour le stockage géologique des déchets nucléaires.

**MOMAS (GdR)** - **MO**délisation **MA**thématiques et **S**imulations 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** - **MO**dèle **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'agregats 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  $\text{Ca}(\text{OH})_2$  (portlandite), de 10-20 % de monoaluminat monosulfate de calcium  $\text{Ca}_4\text{Al}_2\text{O}_6\text{SO}_4 \cdot 12\text{H}_2\text{O}$  (Afm), de monoaluminat trisulfate de calcium  $\text{Ca}_6\text{Al}_2\text{O}_3(\text{SO}_4)_3 \cdot 32\text{H}_2\text{O}$  (ettringite ou Aft) et de phases ferriques, de 0-5 % de soude (NaOH), potasse (KOH) et hydroxyde de magnésium  $\text{Mg}(\text{OH})_2$ . La porosité de la matrice est d'environ 10 à 20 %.

**MOX** - **M**ixed **O**Xide - 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** - **M**inistère 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** - **M**olten **S**alt **B**reeder **R**eactor.

**Multirecyclage** - Succession de plusieurs opérations de recyclage homogène ou de recyclage hétérogène.

**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<sub>e</sub>** - Unité de puissance, valant un million de watt, employée pour l'expression de la puissance électrique d'un système électrogène.

**MW<sub>th</sub>** - 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** - **N**uclear **E**nergy **R**esearch **I**nitiative, programme du DOE (cf. cet acronyme) pour le développement de l'énergie nucléaire par la recherche de moyens nouveaux.

**NEWPART** - **N**EW **P**ARTioning **T**echniques (Nouvelles techniques de séparation) ; appellation d'un programme de recherches dans le cadre du 4<sup>ème</sup> PCRD de l'Union Européenne et coordonnées par le CEA.

**NF-PRO** - **N**ear-**F**ield **P**ROject, projet intégré du 6<sup>ème</sup> 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.

**Nm<sup>3</sup>** - Abréviation de Normal mètrecube. Le mètre cube normal est la quantité de gaz, exempt de vapeur d'eau, qui, à une température de 0 °C et sous une pression de 1,01325 bar, occupe un volume de un mètre cube.

**NMC** - **N**ouvelles **M**atrices de **C**onditionnement ; programme du CEA (axe 3) qui regroupe toutes les études sur les matrices nouvelles de conditionnement.

**NoE** - **N**etwork of **E**xcellence, réseau d'excellence, instrument du 6<sup>ème</sup> PCRD.

**NOMADE** - **N**Ouvelles **M**atrices **D**Echets : Groupement de Recherche créé en 1999 entre le CEA et le CNRS pour l'étude des nouvelles matrices de conditionnement.

**NRC** - **N**uclear **R**egulatory **C**ommission - Commission chargée de la réglementation nucléaire et autorité de sûreté nucléaire aux États-Unis.

**nTOF** - **N**eutron **T**ime **O**f **F**light - 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** - Nuclear waste Management Organization of Japan. Agence nationale japonaise de gestion à long terme des déchets radioactifs.

**NWTRB** - Nuclear Waste Technical Review Board - Commission d'évaluation technique, agence fédérale indépendante créée en 1987 par le Congrès des 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 génération 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<sup>er</sup> 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 PRACTIC 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<sup>ème</sup> PCRD (voir cet acronyme).

**PCRD** - Programme Commun de Recherche et Développement : sigle utilisé pour désigner les programmes pluriannuels de R & D menés par la Commission Européenne.

**PDT** - Phosphate - Diphosphate de Thorium, matrice minérale, de formule  $\text{Th}_4(\text{PO}_4)_4\text{P}_2\text{O}_7$  proposée pour le confinement d'actinides.

**PEREN** - Plate-forme d'Etudes et Recherche sur l'Energie Nucléaire. Projet d'étude de la filière des réacteurs à sels fondus, initié en 2001 par le CNRS et EDF.

**Perméabilité hydraulique** - Aptitude d'un milieu poreux à se laisser traverser par l'eau sous l'effet d'un gradient de charge hydraulique.

**PF** - Produits de Fission.

**PFVL** - Produits de Fission à Vie Longue.

**Phases actives (d'un module de l'installation)** - Pour une installation d'entreposage de longue durée : à la phase active correspond à la période pendant laquelle des colis sont manutentionnés dans le cadre d'opérations de chargement ou de reprise. Ces opérations mobilisent les moyens de manutention de l'installation ainsi que des méthodes classiques de contrôle opérationnel (dosimétrie, contrôles visuels...). Toutes les fonctionnalités de l'installation sont opérationnelles.

**Phase passive (d'un module de l'installation)** - Pour une installation d'entreposage de longue durée : à la phase passive correspond à la période pendant laquelle les colis sont mis en attente. Pendant cette phase, il n'y a aucune manutention des colis à l'échelle du module de l'installation dont les fonctionnalités sont réduites. La fonction de surveillance permet de vérifier que l'installation dans son ensemble (infrastructure et colis) évolue de manière conforme aux prévisions en garantissant l'intégrité des colis et la capacité de leur reprise à terme.

**PHENIX** - Réacteur prototype à neutrons rapides, 250 MW<sub>e</sub>, refroidi au sodium, installé à Marcoule (géré par EDF et CEA), 1973.

**Phosphinique (acide)** - Famille de molécules à base d'acide phosphorique ayant 2 atomes d'oxygène donneurs. Elles sont utilisées dans l'extraction par solvant.

**Phosphonique (acide)** - Famille de molécules acides (diacides) à base d'acide phosphorique ayant 3 atomes d'oxygène donneurs. Elles sont utilisées dans l'extraction par solvant.

**Polyaminocarboxylique (acide)** - Famille de molécules aliphatiques comportant des fonctions acide organique COOH et des atomes d'azote ; l'EDTA (éthylènediaminétriacétique) 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.

**PRACTIC** - 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 **STAN**dard de déchets compactés et des colis de Coques et Embouts cimentés.

**Principe de précaution** - Principe selon lequel, compte tenu des connaissances scientifiques et techniques actuelles, l'absence de certitude ne doit pas retarder l'adoption de mesures provisoires et proportionnées visant à parer la réalisation de dommages graves et irréversibles à l'environnement.

**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<sup>ème</sup> 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 UP<sub>3</sub> - T<sub>7</sub> pour l'usine UP2 800) et appellation du verre fabriqué.

**RCG-R** - Réacteur à Caloporteur Gaz, à spectre de neutrons Rapides.

**RCG-T** - Réacteur à Caloporteur Gaz, à spectre de neutrons Thermiques.

**REB** - Réacteur à Eau Bouillante.

**Recyclage hétérogène** - Désigne un mode de recyclage dans lequel les produits à recycler (actinides mineurs, plutonium) sont introduits à une teneur élevée dans des éléments de combustibles distincts des éléments combustibles standards du réacteur. C'est le cas par exemple du recyclage actuel du plutonium sous forme de MOX dans certains réacteurs du parc.

**Recyclage homogène** - Désigne un mode de recyclage dans lequel les produits à recycler (actinides mineurs, plutonium) sont mélangés, à une faible teneur quasi-uniforme dans la totalité des éléments de combustibles standards du réacteur.

**REDNOC** - Programme de recherche du CEA pour la 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<sup>ème</sup> et 5<sup>ème</sup> PCRD ayant pour but de prouver en vraie grandeur la faisabilité du scellement d'un forage et d'un puits dans une argile plastique.

**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 ( $^1\text{H}$ ,  $^{19}\text{F}$ ,  $^{31}\text{P}$ ,  $^{13}\text{C}$  ...). La détection des variations (infimes) de fréquence induites par l'environnement chimique est à la base des nombreuses applications de cette technique dans les domaines de la chimie structurale et de la biologie.

**RNR** - Réacteur à 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 INcineration - Nom du programme initié par le CEA en 1991 sur la séparation et l'incinération des éléments radioactifs à vie longue.

**SPIRE** - Programme de recherches dans le cadre du 5<sup>ème</sup> PCRD, visant à l'étude de matériaux pour les systèmes sous-critiques avec accélérateur.

**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).

**Trisynergique** - Voir synergique.

**TRUEX** - TRansUranic EXtraction - Extraction des éléments transuraniens, procédé américain de retraitement des combustibles usés.

**TSX** - Tunnel Sealing eXperiment.

**TVO** - Teollisuuden Voima Oy, entreprise finlandaise de production d'électricité, propriétaire de deux réacteurs nucléaires en service à Olkiluoto.

**TWG** - Technical Working Group - groupe d'experts rapportant au MAG (voir cet acronyme).

**UE** - Union Européenne.

**UNSCEAR** - United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiations - Comité Scientifique des Nations-Unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants (ONU).

**UOX** - Dénomination du combustible à base d'oxyde d'uranium (Uranium OXide).

**UPC** - Universitat Politècnica de Catalunya (Université Polytechnique de Catalogne).

**Uranium appauvri** - Produit résiduel après enrichissement de l'uranium naturel ; sa teneur en  $^{235}\text{U}$  est voisine de 0,2 %.

**URE** - Uranium 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 grains 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 ( $CaZrTi_2O_7$ ).

**ZWILAG** - **ZW**ischen**LAG**erung : installation d'entreposage de déchets radioactifs (Würenlingen, Suisse).



***Commission Nationale d'Evaluation***

***Président : Bernard TISSOT***

***Secrétaires scientifiques : Catherine PONSOT-JACQUIN et Remi PORTAL***

***Tour Mirabeau  
39-43 Quai André Citroën  
75015 PARIS***

***☎ 01.40.58.89.05  
Fax : 01.40.58.89.38***

## **Summary and conclusions**

Last year, in its introduction to its annual report, the CNE gave an overall picture of the results from the research carried out in the context of the 1991 law by the CEA which is conducting research for line 1 and 3, and by the Andra, for line 2. This overview has put into perspective the research conducted since 1992 on long-lived and high activity waste management (ILW and HLW). In it, the CNE had assessed, line per line, results obtained at that period as regards the 2006 deadline. This overview also mentioned the need to continue certain research, beyond 2006, in order to complete current experiences and to extend others until their concrete realizations. Finally it mentioned the research areas not covered until now in relation with waste management that depended on law (radiation protection, sociology, economics).

In December 2004, the CEA published two synthesis reports listing all the results obtained so far on partitioning, transmutation, conditioning and long-term storage. These reports present all the research conducted by the CEA in collaboration with a wide national and international scientific community. The CNE has assessed this research in details since 1994 in its ten annual reports. In the present report, it can therefore provide a global assessment of all the results achieved so far on lines 1 and 3. The Andra has not yet given the CNE its synthetic report on the research that it has been leading, as well as in the context of large national and international programmes, but it provided many preliminary documents. Besides, the CNE remained very vigilant concerning the continuous progress of the knowledge acquired in Bure and the preparation of experiments to come. In the present report, it assesses both recent results obtained in Bure and all the results acquired so far concerning line 2.

The overall picture established last year contains most of the CNE assessment. It is used here and completed taking into account new elements brought to the knowledge of the CNE by the scientists in charge of research by law.

### **Line 1 - Partitioning**

In its 2004 synthesis the CNE has summarised its assessment on advanced partitioning as follows: *globally, French research on partitioning has been innovative and has reached*

*results sufficient to envisage an industrial implementation. It ranks at the best international level.*

However the CNE outlined that the demonstration of the advanced partitioning technical feasibility was late compared to the schedule originally announced by the CEA. This demonstration is an important step which, after the scientific feasibility successfully achieved in 2001, opens the way to demonstrations on industrial pilot plants. It requires the implementation of new chemical engineering facilities in active environment in Atalante, that first of all have to be unquestionably operated. The trial runs of these facilities were completed at the beginning of 2005 and the actual experiments are in progress. The CEA is confident in their achievement but it is not expecting full results on advanced partitioning processes tested on their technical feasibility before mid 2006. At the end of 2005 the file on advanced partitioning technical feasibility will only be able to provide partial results. The CNE notices that the proof of technical feasibility may not be totally established at that date.

A long way remains to be covered to develop advanced partitioning up to the industrial level, in parallel to the transmutation systems and considering their requirements and availability. New orientations for transmutation incline to examine other paths in the way actinide partitioning of spent fuel could be approached. In any case, advanced partitioning experiments should be continued after 2006, to gradually reach a demonstration of industrial-like feasibility. However, an anticipated implementation of advanced partitioning compared to the deadline of the implementation of transmutation would create problems of how to store the separated elements over a few decades. The first studies by the CEA on such a storage outline certain difficulties.

***To conclude, the CNE confirms its previous assessment on research conducted on advanced partitioning that opens concrete prospects.***

## **Line 1 - Transmutation**

Concerning transmutation the assessment by the CNE in its 2004 synthesis had been as follows: *in 2006, there will be no decisive arguments to take any decision of a scientific, technical or industrial nature on transmutation. In any case, any strategy in this respect will engage France, in close international co-operation, into a long R & D process during several decades, with the uncertainty inherent to the great present nuclear projects.*

Information gathered last year confirmed this assessment.

Conclusions on the transmutation possibilities in critical reactors remain unchanged. Plutonium and minor actinides multi-recycling in PWRs is a technically very difficult operation and with poor performances. The scientific feasibility of transmutation of minor actinides (except Curium) in a fast neutron flux has been experimentally established on pins placed in assemblies in the core of the Phénix reactor for the field acknowledged by the experiment. In order to be effective, transmutation must be continued over much longer periods than those of an irradiation cycle and so implies several recycling operations of the radionuclides to be transmuted. The demonstration of the technical feasibility will require several long tests on pins, then on the scale of an assembly. The CEA places great hopes on the gas-FBR, selected in the *Generation IV* international programme and chosen by the CEA, but this reactor is still only a concept. The CNE has no appreciation element concerning its feasibility and its transmutation performances.

Sub-critical Accelerator Driven Systems (ADS) are potentially interesting because they would allow the destruction of minor actinides while avoiding the complication of the fuel cycle in power reactors. Theoretical and experimental studies have been conducted for over ten years (Europe, USA, Japan). The global report on the PDS-XADS project aiming at the construction of an experimental "XADS" demonstrator has just been established. The "technical locks" concern the components of the reactor, the fuel and the cycle facilities. The emergence of these facilities could, according to the CEA, happen around 2045.

The study of fuels and targets for transmutation, a common theme to all transmutation systems, is one of the strong points of the research the CEA has been conducting for a long time but the technical feasibility is acquired only for the oxide-based fuels that have a low minor actinide content (for PWR, Na-FBR). Experiments to test higher concentrations or new compounds are being carried out or programmed.

The serious difficulties inherent to minor actinide transmutation, that occur in relation to the manufacturing, the irradiation and the reprocessing of targets or fuels that support transmutation, soundly arouse added interest for the thorium cycle which highly reduces the production of higher actinides. But the restarting research on the thorium cycle, that had been interrupted 30 years ago, would deserve a more important effort than the present one.



In the present state of knowledge, only the soluble fraction of technetium, among the long-lived fission products, could be transmuted.

Finally transmutation is hardly possible for already vitrified actinides. Vitrified packages retrieval is not technically impossible but it would lead to complex and heavy operations. The status of vitrified packages is virtually sealed as ultimate waste packages. Then these packages are addressed to geological disposal, together with ILW waste packages on which there is no status ambiguity.

***Therefore, today as regards transmutation, we do not have at our disposal a system where the technical feasibility in a context of transmutation has been demonstrated. A long way remains to be covered. Transmutation is a hope depending on machines that do not exist at present, whether they belong to the generation IV reactor systems or the ADS one(s).***

## **Line 2 – Deep Geological Disposal**

In its 2004 synthesis the CNE has summed up its assessment on line 2 research in three points: research concerning the Bure site, possibilities open by this research and links between disposal and long-term storage.

For research concerning the Bure site, it wrote : *To conclude, the Bure site is marked by the presence of favourable characteristics and the absence of unfavourable prohibitive characteristics considering the present state of knowledge. A list of scientific questions still to be studied can be made. Andra's programme for the remaining time is relevant and dense, even if some experimentation and observation periods are too short to achieve results before 2006. Excepting new elements resulting from this programme, the Parliament should received in 2006 sufficient data to decide or not to continue exploring the site and the area in view of the possible creation of a deep repository.*

Results achieved this year have been marked by the end of the reconnaissance drilling programmes, by the drilling of the shafts and the first ten meters or so of the underground laboratory galleries. The drilling of the experimental alcove down 445 m made it possible to launch a series of observation and data acquisitions on the characterisation of the Excavated

Damaged Zone (EDZ) close to the potential sealings of a shaft, and on the delayed behaviour of the massif following the drilling of a shaft. However the analysis of the damaging and the mechanical behaviour of the argillites in the laboratory and disposal site conditions should be more deeply explored. Research conducted in the experimental alcove will also enable to complete the permeability and pressure measurements and to set up the diffusion experiments and sampling for waters and gas analysis. The experimental programme planned in the gallery drilled at 490 m in the Callovo-Oxfordian target layer , should be conducted according to the Andra's provisional calendar, until the end of 2006.

The CNE's assessment concerning the possibilities open by research in the Bure site was the following : *We can estimate that at the term of the law in 2006, there will be no serious obstacle that would prevent the Legislator from adopting the principle of deep geological disposal of long-lived waste in the studied area. The qualification of the rock is on its way to be acquired and the qualification of the sector will have to be confirmed once the works in 2006 are finished. But nevertheless there will remain technical questions of mining engineering and materials that will have to be answered in good time.*

On this point the CNE has been given the results from the 27 drillings that have been made. The results of the vertical or directional drilling campaign carried out in the Bure sector has brought a wealth of information in particular on the host layer and on the site. The examination of all the data allowed to improve the geological and hydrological model of the sector and to retrieve through vertical or horizontal core sampling 4,2 km of rock, 2,3 km of which in the Callovo-Oxfordian. These samples have been at the start of many laboratory works involving, besides the Andra's contractors, the French and European scientific community. The researchers involved have implemented the most modern techniques, particularly for prospection logging, tests in the drillings and geo-chemical analysis of the waters. They have interpreted the data according to the rule book using the latest knowledge and methods from science.

The Callovo-Oxfordian argillite layer shows a remarkable lateral continuity and homogenous composition and structure that exclude a lateral change (like switching to a sand or silt bed). The drillings positioned to understand the seismic anomalies interpreted with uncertainty have shown the absence of faults and has attributed these events to coralline episodes during sediment deposit. For the Callovo-Oxfordian, all the results prove - the long time of residence of the argillite poral waters - the low permeability of the rock - a remarkable

stratigraphic and mineralogical regularity, as well as the absence of conductive fractures in the studied area. The permeability measurements made on samples have shown extremely low values. Finally, water samples taken in the aquifers situated above and under the layer have shown very different water ages, which is coherent with the theory that there is no significant connective flow inside the argillite and that the layer is not crossed by waters.

At the scale of the transposition area of around 200 km<sup>2</sup> studied by the Andra, the works done allow to propose a geological model on which the argillite properties studied in depth on the site level, can be transposed. The continuity and the homogeneity of the geological layers are good, the hydraulic gradients between the aquifers have been confirmed as being low and no major fault has been identified during seismic survey or drilling.

If to date no prohibitive element for the setting up of a disposal site has been displayed, many research programmes still remain necessary to qualify the Bure sector. Preliminary results will be acquired before 2006 through the experiments launched in the galleries, but these will have to be confirmed and defined in the long term. In situ experiments implemented in 2005 in the underground laboratory, the analysis of the mechanical and thermal behaviour of the rock and of the EDZ, the study of the behaviour of the gases generated by the repository and their impact on the migration of the radionuclides require several years of continuous follow-up. Nevertheless in December 2005 the Andra should be able to present sufficient scientific elements to enable the Legislator to make a grounded judgement as for the pursuit of wide scope works.

In any reconnaissance in underground environments, bad surprises cannot be totally ruled out. It will be essential to complete the research conducted in the underground laboratory by detailed geological studies covering the site envisaged for disposal. Therefore such a large-scale plan will have to be carried out step by step, with a succession of meetings allowing to take stock of what has been acquired, to assess the uncertainties that remain and to define the research and running strategy of the following phase if the decision is taken to continue. Each step could last three to five years, enough to enable an optimum control of the benefits and short enough to rapidly detect the difficulties that could arise.

Finally last year the CNE had drawn the attention on the interdependence between storage and disposal by writing: *A question of management strategy remains also to be examined. The extent of the repository depends on the inventory of the waste to store and the time*

*allocated for their cooldown. Therefore it is necessary to define the storage duration of the thermal packages and particularly those containing spent MOX, if their disposal was decided.*

The CNE notes that the repository concepts and architecture proposed by the Andra are considerably clarified in comparison to those presented in the 2001 file. They better take into account the layer characteristics (thickness, mechanical strength, retention properties), they envisage only two types of pits and propose a modular tree-structured design which allows a rational layout of plugs and takes reversibility into account. In this respect the CNE recalls that in 1998 upon the government's request, it gave a favourable advice on reversibility. The repository concepts and architecture must remain modifiable along with the progress of knowledge in an engineering environment.

On the other hand, the CNE notes that it has not been presented with any detailed study concerning storage duration optimisation of thermal packages.

Simulation is a necessity to study repository behaviour on a scale of millenniums and in particular radionuclides migration. Research conducted by the Andra for the past few years in this field have led to a good standard simulation programme, the results of which will be presented in the « 2005 Argile » file.

***To conclude, the CNE confirms its previous favourable assessment on research conducted in Bure within the line 2 of the law. The confinement qualities of the Callovo-Oxfordian argillite are comforted by the last observations in situ in the laboratory and by the results obtained on the core samples taken in the geological layers at the Bure site. The results of the first experiments and measurements in the laboratory will be available end of 2005, as planned on the calendar.***

### **Line 3 – Waste conditioning**

In its 2004 synthesis, the CNE had made a positive assessment of the research on primary conditioning of rough waste from reprocessing, assessment that it is renewing. Clearly the present manufacturing of primary industrial packages of ILW and HLW waste and their industrial storage are under control. The CEA and the manufacturers have effective facilities at their disposal to characterise any radioactive waste package. The short or long term

behaviours of waste and spent fuel packages in various situations have been reasonably established. Research is opening good prospects for new conditioning, if it became necessary (high temperature poured glass and ceramics). However it is necessary to continue the research to consolidate some results, particularly on the resistance of some glass materials and on the confinement possibilities offered by ceramics, in order to possess a wide selection of conditioning means to confine long-lived radionuclides on the long term.

***The CNE considers that the research in line 3 that leads to the making of primary industrial waste packages has taken this technology to maturity. It also gives concrete prospects to adapt these solid waste forms to future waste and waste not yet conditioned.***

### **Line 3- Long-term storage of primary waste packages**

The assessment that the CNE had made in its 2004 synthesis on long-term storage research was subdued. It was formulated as follows : *The possibility for a storage to last beyond a century has not been proved. Therefore the CNE is led to express an opinion stemming from his thoughts: a limited storage time, in conditions similar to recent and advanced industrial storage seems to be the optimum solution, followed by a transfer – if possible without reconditioning – into a disposal site, as soon as the latter will be authorised by the safety authority. Disposal reversibility, if it is assured, would make it possible to bring corrections to the initial project of waste package management for still several decades.*

The elements provided to the CNE concerning long-term storage (ELD) give the following added information.

Long-term storage (roughly 300 years) of waste primary packages or spent fuel assemblies placed in canisters, or their disposal in a geological formation, requires the realization of long-lasting containers. Containers for such ELD/disposal double purpose have been designed by the CEA which has made them into technological demonstrators. The durability of these containers remains to be established. This is being done for metallic containers and remains to be done for concrete containers. The CNE examined these demonstrators in January 2005. It notes that it does not know precisely the specifications imposed to the constructor for these objects, nor the tests to be carried out in order to characterise all their

properties, tests that will have to be done in a near future. Therefore the CNE cannot evaluate their capacity to fulfil the functions they must ensure in the long term.

The storage of primary waste packages is possible for roughly a hundred years in industrial facilities recently built next to reprocessing plants. These facilities are not seemingly a concern. Vitrified waste is stored in dry conditions. All vitrified packages coming from the reprocessing of spent fuel from the present reactor plants could be stored (possibly up to a century) with extension and maintenance works of the existing industrial storage facilities. For their part, spent fuels are stored in pools, waiting for their reprocessing, for one or several decades.

Sketches of long-term surface or sub-surface storage facilities have been proposed and a new experimental facility for the real size study of the natural cooling of the storage facilities has been realised. The durability of the concrete forming the civil engineering works of the storage facilities, cannot be guaranteed (in the usual engineering meaning) beyond about a hundred years, whether it is vis-à-vis a temperature around 80°C, thermal cycles or interactions with the surrounding natural environment. However the CEA, after having progressed in its study of concrete deterioration, believes that this delay can be overtaken. The study of the civil engineering works has only been drafted. Since nobody can really say if concrete can last beyond a century, this implies that for a longer period, an active surveillance and, if necessary, a rebuilding of the facilities must be envisaged. There is another difficulty of a different nature : the existence of a radioactive material storage needing a constant monitoring and maintenance, demands a continuity in the social structure.

Sub-surface storage is a discreet facility, resisting to natural or accidental external aggressions. But for any detailed study it will be necessary to take into account the features of the application sites. The fabric of a sub-surface storage should be done by digging inside a geological formation that has been proved stable.

The main purpose of storage is to ensure the compatibility between waste management processes with very different time scales, from a decade to centuries. It can also be considered as a way to differ management decisions, but then it initiates a process of transfer of responsibility upon future generations.

***To conclude, research conducted within line 3 of the law is not completed, except for the industrial storage of present reprocessing waste. The current programmes on storage and disposal containers must be continued. In order to go further than generic studies on long-term storage facilities, it would be suitable to select a potential storage site.***

## **General conclusion**

The CNE reminds that a summary of its assessment of the results acquired in the three lines of research has been presented to the parliamentary Office during public hearings on 20, 27 January and 3 February 2005.

The CNE will publish its global assessment report in January 2006. It will then evaluate, in accordance to its mission, the results that could be presented to it during the year 2006.

The 2004 overview included two assessments on the whole research, that the CNE takes up this year :

*The documents that will be submitted to the Parliament in 2006 by the actors of the law should provide the Legislator with the technical elements enabling him to select a global waste and spent fuel management strategy.*

*The CNE outlines that long term technical and scientific research associated to the objectives chosen by the Parliament will be necessary and that it will have to be conducted in an international, particularly European, framework.*

***The CNE considers that it is in the line 2 that the most significant advances have been achieved during last year. Information collected by the Andra will enable the public authorities to select the principle of deep geological disposal for ultimate waste, if they so wish.***

## **Chapter 3 - Line 1 – Partitioning and transmutation**

### **3.1 Summary**

The partitioning and transmutation of actinides and even of main long-lived fission products form a whole part of a global cycle which will have to involve plants to separate these elements, to develop new fuel or transmutation targets and fast neutron reactors for transmutation. Its implementation is far off because it requires a long pursuit of research within a strategy that remains to be defined. Research carried out within the framework of the law has allowed getting over a few important steps and identifying those to come.

The success of the CEA is to have established the scientific feasibility of americium and curium partitioning with processes that use a new robust extracting molecule (a diamide called DMDOHEMA) comparable to the molecule on which is based the Purex extraction process of uranium and plutonium from spent fuel. The demonstration of the technical feasibility of three processes for this partitioning is under way, tests have started in the Atalante facility. The Commission is waiting for the final results in 2006 in order to assess them. The partitioning of the main long-lived fission products (iodine, technetium, caesium) has been tested, although perspectives are hardly encouraging concerning their transmutation.

As far as the transmutation systems are concerned, we must make a difference between the scientific feasibility, then the technical feasibility of the transmutation systems for two operating modes: operating with "standard" fuel and operating with fuel or targets dedicated to transmutation. We must also make a difference between transmutation by a homogeneous mode, which can lead to the stabilization of the inventory via multi-recycling, and transmutation by a heterogeneous mode in targets that leads to an advanced destruction of minor actinides with only one recycling.

The pressurized-water thermal-neutron reactors (PWR) of the present nuclear power equipment and of the future reactors (EPR) could be used for plutonium and minor actinides multi-recycling but with great difficulty. Two possibilities are then open: either the possibility of innovative accelerator driven systems (ADS) as an addition to a power equipment using standard fuels, or the possibility of electricity-generating or "dedicated" fast neutron reactors (FBR). An ADS system includes a fast neutron reactor where the concentration in minor



actinides, namely americium, can be high, for a greater transmutation efficiency. The FBR would multi-recycle plutonium and minor actinides (or would transmute them once-through). They can come as a substitute or a complement to a PWR equipment. Thorium fuelled thermal neutron reactors which would produce hardly any minor actinides, could also be envisaged. The ADS is the main transmutation system for which theoretical and experimental studies have been carried out for over 10 years (Europe, USA, Japan). These studies, that produced many results, have identified the "technological locks" to be removed; programmes are under way (5<sup>th</sup> and 6<sup>th</sup> European FPs). The scientific feasibility of transmutation has been established experimentally for a Na-FBR (Phénix), already proved with standard fuels. The demonstration of the technical feasibility will first require tests the scale of an assembly. The gas-FBR selected in the *Generation IV* international agreement and the study of which is supervised by the CEA, is still, however, a concept to be developed. The Commission has absolutely no appreciation element at its disposal concerning its feasibility and its transmutation performances.

The study of *fuels and targets for transmutation* is one of the strong points of the research led by the CEA for nearly twenty years. The technical feasibility is only proved for oxide-based fuels with a low minor actinides content (for PWR,Na-FBR). Research is extended to the same types of compounds, with a higher minor actinides content (ADS, FBR). As a second priority and for innovative reactors, other materials like nitrides, carbides and metallic alloys are being experimented.

The CEA has carried out detailed studies on three contrasted scenarios, until 2100, on future deployment of new transmutation systems, by making hypotheses on dates for the industrial availability of chemical partitioning of minor actinides and systems that contribute to transmutation, and also on the consistency of the nuclear power equipment. These studies of scenarios shed a light on the potentiality of different transmutation cycles, in the context of a transition towards a future using nuclear energy on the long term. These studies should, in the future, better take into account the prerequisites for the deployment of these systems: on one hand, a more realistic agenda of the availability of industrial tools, on the other hand the global strategic and energetic context in which these scenarios are placed (for example the possibility to make coexist some ADS with a standard FBR equipment). Finally, the impact of these scenarios on the storage and disposal characteristics remains to be studied.

The key question of curium management demands much deeper work than the current one, if a second recycling is envisaged. The Commission considers that the theoretical advantages

of the thorium cycle in terms of long-lived waste are important enough to justify a detailed study of this cycle, beyond the basic studies carried out on molten salt reactors by the sole CNRS. The technical and scientific feasibilities remain to be demonstrated, although experimental reactors have already been operating in the USA.

To conclude on Line 1, the Commission considers that the CEA has made major scientific breakthroughs in the chemical partitioning of minor actinides and in confirming the use of oxides fuels as transmutation support for minor actinides. However, for transmutation, we do not have at our disposal to date a system for which the technical feasibility in a transmutation environment, has been proved. There is still a long way to go, both for partitioning and transmutation.

## **Chapter 4 - Line 2 –Disposal in deep geological formation**

### **4.1 Summary**

The evaluations of the Commission on research carried out in Line 2 are not final yet since important investigations in the Bure laboratory are still under way and essential results are expected from the *in situ* experiments that started in January 2005. Moreover, the Commission has not yet received the final reports from the Andra. It is only in its global assessment report, planned for the beginning of 2006 that the Commission will analyse and assess the totality of the elements provided by the Andra.

The investigations and measurements already made on the Bure site during programmes of geo-physics, vertical and deviated drillings, during the drilling of the shafts, the alcove and the deep galleries, and from the already made measurements on core samples or *in situ*, clearly show on one hand, the absence of signs of totally unacceptable defaults, and on the other hand, many favourable features of the Callovo-Oxfordian argillite to host geological disposal facilities : horizontal continuity of the host layer, homogeneity, absence of conductive fractures , low permeability, high retention capacity of the clays, reducing environment, suitable mechanic setting, small potential gaps between the aquifers surrounding the layer, very low water velocity within these aquifers.

These last few years, the Andra has done a remarkable work in many respects, by widely mobilizing national and international competences, and by efficiently preparing the tests to

be carried out in Bure, namely in the Mont Terri laboratory in Switzerland. The means already implemented in Bure are exceptional in terms of volume and quality. The Commission considers that, taking into account the oral presentations and the intermediate files that were brought to its knowledge, the Andra has identified the main scientific and technical problems.

The architecture proposed by the Andra for possible disposal facilities has been considerably simplified compared to the one presented in the 2001 Argile file. It better takes into account the characteristics of the layer (depth, strength); it is considering to have only two great types of pits; it suggests a modular, tree-structured design that enables a rational layout of the plugs. The question of reversibility is correctly dealt with. All the same, this architecture must remain modifiable with improvements in the knowledge of the environment and in the safety analysis.

The plugs that seal the pits, galleries and shafts form essential elements of disposal safety. The Andra has correctly assessed their importance. The targeted objectives in terms of water tightness are difficult to reach and their feasibility will have to be proved. The case of the shafts has to be thought about in priority, these works being the first ones to be submitted to authorization.

The study of the EDZ (excavated damaged zone by the drilling around the galleries) benefits from the experience that the Andra has been able to gather on the subject in Mont Terri in Switzerland in view of the programmed tests in Bure in 2005. It will not be possible to solve completely this important question in 2005 and its study should continue after 2006, being careful to bring the synthesis of the studies and the positioning of the scientific issues up to the best international standards.

The production of hydrogen by the steel corrosion could seriously question the image admitted so far of how a repository functions after it has been closed. The Andra has given this problem a great deal of thought for the past few years. This effort must be continued because it is still too early to draw firm conclusions.

Before the end of 2005, the Andra will have produced a report critically assessing the waste disposal possibilities in another rock, namely granite, and maybe will have shown the advantages and disadvantages of this kind of environment, in the geological context of France.

The encouraging impression given by the investigations already carried out on the Bure site must still be confirmed, by completing a research programme in the underground laboratory on the one hand, and on the other by doing more studies on the surface and by digging new shafts that will enable the reconnaissance of a sufficient area for a possible repository through galleries. The Commission recalls that during this phase, the disposal project could be seriously modified or even abandoned in view of the results of the investigations.

However the Commission believes that the probability of the reconnaissance process to be completed is not insignificant in view of the knowledge already accumulated. The Commission has questioned the level of scientific information that should be put together so that a possible decision concerning the implementation of a repository could be made with full knowledge. The needed information should include:

- The assessment of a research programme in the underground laboratory ;
- The assessment of the survey for a repository potential site and the related studies such as 3D seismic, drillings, shafts and underground galleries.

## **Chapter 5 - Line 3 – Conditioning and long-term storage**

### **5.1 Summary**

Significant advances have been made in the last decade on waste production minimization and on on-line conditioning of spent fuel processing waste. The primary packages of present waste are adapted to industrial operational storage. The CEA, in co-operation with the manufacturers, has conducted a remarkable scientific programme on waste package characterization, and on UOX and MOX behaviour, and vitrified waste packages. Those items contain nearly all the radioactivity produced in nuclear reactors. For spent fuel, very conservative models have been proposed to simulate its behaviour in dry storage and in geological disposal. The study already under way, of the long-term consequences of helium release in fuel (especially MOX) must imperatively be completed. As for the vitrified waste packages, a robust operational behaviour model in a geological disposal can be used for calculating the release of radionuclides in various conditions. The study of long-term alteration mechanisms must nevertheless be continued to enable this operational model to be consolidated (particularly to take the packages environment into account). The study of vitrified waste more heavily loaded in minor actinides, particularly in curium, will have to be realized in order to avoid increase in the number of the present packages when high burn-up

fuel or MOX will be reprocessed. In this respect, technological developments aiming at producing high-temperature poured glass are under way. Several ceramic materials for the conditioning of minor actinides and some separate fission products have been designed and produced in the laboratory in the prospect of implementing advanced partitioning. The experimental assessment of their properties has begun. However we are far from all the knowledge accumulated on vitrified waste.

Long-term storage (ELD) of primary packages of waste or spent fuel, or their disposal in a geological formation requires long-lasting containers. The design of double-purpose (ELD/geological disposal) containers for ILW waste and spent fuel, and the technological demonstrators have been completed by the CEA. The results of a technological testing programme now under way are being expected. The durability of these containers remains to be proved by experimental results and models. A study of the containers durability is under way. The container prototypes will follow.

Industrial storage is possible during about a hundred years in the storage facilities recently made for primary packages of waste produced in reprocessing plants. Models of long-term surface or sub-surface storage facilities have been proposed. An accurate simulation of thermal packages cooling remains to be done. For the civil engineering works, the durability cannot be guaranteed (in a « commercial » meaning) beyond about one hundred years. Sub-surface storage has the advantage to be resistant to some external aggressions, but a deeper study of it would mean taking into account the specificities of application sites, to be selected according to a stability criterion that would be more demanding than the one proposed by the CEA. So far, the study of civil engineering works has only been drafted.

To conclude on line 3, the Commission considers that the conditioning of waste concerned by the law results in robust, well characterised primary packages of ILW and HLW. It has been possible to propose operational models to simulate the behaviour of spent fuel and reprocessing waste packages in geological disposal. However, the full understanding of the alteration mechanisms of spent fuel and waste packages requires the continuation of research. The conditioning of waste primary packages and of fuel canisters, for storage and disposal purposes has been the object of recent developments which have not yet managed to establish the containers durability. The present industrial storage of waste primary packages could be prolonged over roughly a century, if necessary. For vitrified waste packages, it enables the reduction of the thermal load in the geological repository. ILW waste, considered as ultimate waste, has no alternative other than geological disposal :

there is no technical justification to store them before their disposal. Storage over longer periods, even in specially built facilities, and the feasibility of which remains to be established, would require permanent monitoring and heavy maintenance interventions, even a regular rebuilding of the facilities. Long-term storage in itself cannot be a long-term management strategy; it would weigh too heavily on future generations.