

COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION

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'EVALUATION N° 9

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

Sommaire

	Pages
PRINCIPALES OBSERVATIONS ET PERSPECTIVES	V
Chapitre 1 : les activités de la Commission	1
1.1. Les auditions scientifiques et les réunions de la Commission	1
1.2. Les comptes rendus des auditions	1
Chapitre 2 : Les orientations stratégiques et les recherches	3
2.1. Orientations stratégiques globales du développement de l'énergie nucléaire en France	4
2.2. Document « Stratégie et programmes des recherches 2003 – 2006 »	4
2.3. Les groupements de recherche	5
2.3.1. Le GdR GEDEPEON	5
2.3.2. Le GdR FORPRO	5
2.3.3. Le GdR PARIS	5
2.3.4. Le GdR NOMADE	5
2.3.5. Le GdR MOMAS	6
2.4. Analyse de la hiérarchisation des radionucléides	6
2.5. Études de scénarios associés à des systèmes nucléaires	7
2.6. Développement de l'outil commun pour la simulation numérique : Alliances	8
2.7. Inventaire national des déchets radioactifs	9
2.8. Conteneurs – Coordination des recherches sur l'entreposage et sur le stockage	9
2.9. Problèmes sanitaires	10
Chapitre 3 : Les recherches sur la séparation et la transmutation - Axe 1 de la loi de 1991	13
3.1. Cadre général des recherches sur la séparation	13
3.2. Séparation poussée	13

3.2.1. Séparation du neptunium	14
3.2.2. Séparation de l'américium et du curium des produits de fission	14
3.2.3. Séparation de l'américium du curium	15
3.2.4. Séparation du césium	15
3.2.5. Autres études	15
3.2.6. Faisabilité industrielle	15
3.2.7. Avis de la commission	15
3.3. Combustibles et cibles pour la transmutation	16
3.4. La transmutation et les systèmes hybrides	17
3.4.1. Le plan d'action CEA-CNRS à dix ans sur l'ADS	17
3.4.2. L'état des recherches sur les sous-ensembles d'un ADS	18
3.4.3. Le projet MYRRHA	21
3.4.4. L'expérience TRADE de l'ENEA	21
3.4.5. Avis de la Commission	21
3.5. Les réacteurs du futur	22
3.6. Les activités du groupement de recherche GEDEPEON	23
Chapitre 4 : Les recherches sur le stockage en formation géologique profonde – Axe 2 de la loi de 1991	25
4.1. Stratégie et programme des recherches sur le stockage	25
4.2. Concepts de stockage	25
4.3. Modélisation du stockage	26
4.4. Bilan des études et travaux 2001	27
4.5. Réalisation du laboratoire souterrain de Bure et programme des recherches en laboratoire souterrain	30
4.6. GdR FORPRO	34
4.7. Dossier 2002 Granite	35
4.8. Collaborations internationales de l'Andra	36
Annexe A – Concepts de stockage	39
Annexe B – Dossier « 2002 Granite »	41
Annexe C – Participation de l'Andra à des programmes internationaux de recherches	43
Annexe D – Aspects particuliers du bilan des études et travaux 2001	45
Annexe E – La zone de roche endommagée (EDZ)	47
Chapitre 5 : Les recherches sur le conditionnement des déchets et sur l'entreposage de longue durée des déchets et du combustible usé – Axe 3 de la loi de 1991	49
5.1. Stratégie et programmes de recherches sur le conditionnement et l'entreposage de longue durée	49

5.2. Matrices vitreuses	50
5.2.1. Comportement intrinsèque des verres	50
5.2.2. Comportement du verre en présence de l'eau	51
5.2.3. Modèles opérationnels en absence de matériaux pouvant piéger le silicium	53
5.2.4. Modèles opérationnels en présence de matériaux pouvant piéger le silicium	53
5.2.5. Prévission des modèles	54
5.2.6. Conclusion	54
5.3. Nouvelles matrices de conditionnement pour éléments séparés	55
5.4 Colis de déchets, conteneurs et interfaces entre l'entreposage de longue durée et le stockage	55
5.4.1. Colis de combustibles usés	56
5.4.2. Colis de déchets vitrifiés	57
5.4.3. Colis de déchets de moyenne activité et à vie longue (Déchets B)	57
5.4.4. Le Centre d'Expertises pour le Conditionnement et l'Entreposage des matières Radioactives (CECER)	58
5.5. Entreposage de longue durée (ELD)	59
5.5.1. Entreposages des combustibles usés	59
5.5.2. Entreposages des déchets vitrifiés (Déchets C)	60
5.5.3. Entreposages des déchets de moyenne activité et à vie longue (Déchets B)	60
Chapitre 6 : Les groupements de recherche transverses : NOMADE, PRACTIS et MOMAS ...	63
6.1. GdR PRACTIS	63
6.2. GdR NOMADE	64
6.2.1. Matrices confirmées pour actinides mineurs	65
6.2.2. Matrices confirmées et exploratoires pour produits de fission	66
6.2.3. Cibles d'irradiation	66
6.2.4. Observations de la Commission	67
6.3. MOMAS	67
Chapitre 7 : L'état des recherches et des réalisations effectuées à l'étranger	69
7.1. Recherches coordonnées par l'OCDE	69
7.2. Le rapport SAFIR 2 (Belgique)	70
7.3. Institutions internationales ; études et travaux dans quelques pays étrangers	72

Annexes

	Pages
Annexe 1 - Composition de la Commission nationale d'évaluation au 1 ^{er} juin 2003	75
Annexe 2 - Congrès international " <i>Clays in Natural and Engineered Barriers for Radioactive waste confinement</i> " [Les argiles dans les barrières naturelles et ouvragées pour le confinement des déchets radioactifs] (Reims, 9-12 décembre 2002)	77
Annexe 3 - Visite de la CNE à l'Institut des Trans-Uraniens de Karlsruhe (ITU). Panorama des recherches effectuées à l'ITU dans le domaine de la gestion des déchets radioactifs à vie longue (20-21 novembre 2002)	79
Annexe 4 - Brève description de la filière thorium-uranium-233	83
Annexe 5 - Matrices de confinement pour éléments séparés et matrices pour transmutation nucléaire : composés étudiés – formules – expériences d'irradiation	87
Glossaire	89

Conclusions du rapport n° 9 :

Principales observations et perspectives

Les recherches menées suivant les trois axes de la loi de 1991, séparation et transmutation, stockage géologique profond, conditionnement et entreposage de longue durée, visent à offrir une palette de solutions utilisables en partie ou en totalité pour gérer les déchets radioactifs de haute ou moyenne activité à vie longue (HA/MAVL).

AXE 1

Les recherches sur la séparation poussée des actinides mineurs et du césium sont résolument entrées dans la phase de démonstration de faisabilité technique. Cette étape est engagée sur des bases scientifiques et organisationnelles solides. Cependant la tenue du calendrier du programme d'ici 2005 dans l'installation Atalante (Marcoule) demandera une vigilance constante de la part du CEA.

En revanche, les études sur la transmutation sont à un stade préliminaire. Elles concernent la simulation de systèmes de transmutation et les calculs d'évolution sous irradiation des inventaires des éléments transmutables dans le cadre des études de scénario. En accompagnement, trois activités expérimentales sont menées. La première concerne la fabrication et le comportement de cibles réalisées avec des échantillons de composés d'actinides mineurs et de produits de fission à vie longue placés dans un réacteur d'irradiation, tel que Phénix. La seconde porte sur les sous-ensembles d'un système sous-critique assisté par accélérateur (accélérateur linéaire, cible de spallation, cœur sous-critique) qui est considéré comme un outil permettant la transmutation massive des actinides mineurs, voire de certains produits de fission à vie longue. La troisième enfin porte sur des études de base (matériaux, données nucléaires).

A ce jour, la démonstration de la faisabilité technique de la transmutation, notamment au niveau du difficile problème de la fabrication et du retraitement de cibles d'irradiation chargées en américium et curium, n'est pas acquise. Certains composés céramiques d'américium, en cours d'étude, semblent prometteurs. Seuls des résultats préliminaires concernant les irradiations dans Phénix, dont la Commission se félicite qu'il redémarre en 2003 pour une première campagne d'irradiation de 120 jours équivalents pleine puissance, seront disponibles avant 2006. Il s'agit d'une première étape indispensable mais l'étape cruciale de l'étude du comportement d'une aiguille et d'un assemblage complet dans un réacteur à neutrons rapides ne pourra vraiment être envisagée qu'avec le développement d'un réacteur dédié (comme aurait pu l'être SuperPhénix). S'agissant des systèmes sous-critiques, l'effort mené au niveau européen se poursuit avec le 6^{ème} programme cadre, l'élément nouveau de cette année étant la perspective d'un démonstrateur européen à partir du projet belge Myrrha. Celui-ci fait l'objet d'un consensus de la part de la communauté scientifique européenne et d'un accord de principe du CEN-SCK, organisme responsable des recherches nucléaires en Belgique.

Enfin, les études de transmutation qui visent à traiter en premier lieu les déchets déjà produits s'étendent aujourd'hui à certains réacteurs du futur - dits de Génération IV - dont un des objectifs est de pouvoir auto-recycler leurs propres radionucléides à vie longue, voire d'en produire moins, comme c'est le cas de la filière au thorium. La communauté scientifique nationale, regroupée au sein du GdR Gédépeon, est actuellement en voie de réorientation dans ce sens.

AXE 2

L'Andra a défini les options de base du stockage en profondeur des principaux déchets B et C dans l'argilite du Callovo-Oxfordien, roche qui sera étudiée dans le laboratoire de Bure. Ces options qui se veulent simples et robustes intègrent la réversibilité en permettant une gestion par étapes des colis et des installations.

Un laboratoire souterrain est un élément essentiel à l'étude du stockage des déchets HA/MAVL. L'Andra a entrepris, sur le site de Bure, la construction d'un tel laboratoire dans une formation argileuse relativement homogène située à 480 mètres sous la surface du sol. Les travaux de fonçage du puits principal et du puits auxiliaire ont commencé au cours de l'été 2000. Ils ont été suspendus à la profondeur de 228 mètres dans le puits principal, le 15 mai 2002, suite à un accident mortel. Le fonçage a repris dans le puits auxiliaire le 30 avril et dans le puits principal le 26 mai 2003. Tenant compte de ce retard, l'Andra a établi début 2003 un programme de recherches profondément révisé, prévoyant qu'une première niche expérimentale située au-dessus du niveau envisagé pour un stockage serait achevée dans le puits principal au troisième trimestre 2004 et que le creusement de la première galerie de reconnaissance située au niveau-cible serait entrepris dans le puits auxiliaire fin 2004. Pour remettre fin 2005 un rapport sur ces bases évaluant la faisabilité d'un éventuel stockage souterrain dans cette formation, le calendrier est maintenant tendu à l'extrême, parce que beaucoup d'expérimentations à mener *in situ* sont délicates et longues. L'Andra en est bien consciente.

Deux aspects doivent être pris en compte : les qualités de la roche non perturbée et les propriétés de confinement du champ proche, milieu qui sera très perturbé par le creusement des infrastructures et par les colis.

Une reconnaissance *in situ* de la couche hôte aura été entreprise fin 2005, mais elle ne pourra présenter une étendue suffisante pour qu'on puisse conclure à l'absence de discontinuités à l'échelle d'un éventuel stockage. Elle vise à une première évaluation des propriétés d'homogénéité de la roche et de la présence

éventuelle de fractures et de leur rôle dans la galerie qui aura pu être creusée. La Commission s'est préoccupée de cette situation et elle a recommandé dans son rapport n° 8 l'exécution de forages supplémentaires, dirigés à partir de la surface qui permettraient de reconnaître horizontalement la formation choisie pour le laboratoire. L'Andra réalisera au moins un forage de ce type. Par ailleurs, les forages hydrogéologiques en cours et les efforts de modélisation qui seront entrepris sur les aquifères devraient fournir une image plausible de l'hydrogéologie, mais celle-ci demandera des confirmations et des expériences nouvelles, à faire après 2006.

Les effets perturbateurs de la construction du stockage sur ses capacités de confinement concernent principalement la zone endommagée (EDZ) qui constitue une voie potentielle de transfert vers la biosphère, dont il est essentiel d'évaluer l'importance. L'Andra prévoit un programme expérimental de scellement et d'interruption de l'EDZ. Ce programme, très important, comporte une expérience qui devrait être la première d'une série destinée à déterminer les vitesses de migration et de diffusion des radionucléides à travers une clé d'ancrage. Il semble difficile d'espérer de ces essais des résultats autres que préliminaires pour le dossier 2006. L'étude des modifications chimiques réciproques entre bétons et argilite en présence d'eau a progressé. La perturbation alcaline des argiles est comprise et modélisée. L'action de matériaux métalliques sur ces milieux en présence d'eau est étudiée parallèlement. Quant à l'observation des effets de l'endommagement de la roche par le percement des ouvrages, elle ne peut se faire que dans la durée, une fois les galeries creusées.

La Commission considère que le programme de recherches révisé, présenté par l'Andra en janvier 2003, constitue un programme pertinent compte tenu des délais impartis et le minimum acceptable pour une acquisition *in situ* de données permettant de construire le dossier scientifique de 2005. La réalisation de deux ou trois forages dirigés depuis la surface et dûment instrumentés avec les meilleures diagraphies existantes permettrait d'élargir utilement le

champ d'investigation. Bien que de tels forages ne puissent en aucun cas remplacer le laboratoire souterrain si le programme expérimental de l'Andra ne pouvait être réalisé d'ici 2005, ils constitueraient alors le seul élément de reconnaissance horizontale de la formation à verser au dossier.

La CNE recommande que la qualité et la cohérence du programme scientifique ne soient pas mises en cause par l'existence du rendez-vous de 2006. Il vaut mieux disposer d'observations géologiques et de travaux scientifiques de qualité, même incomplets, plutôt que d'y renoncer pour atteindre au plus vite le niveau-cible.

L'Andra et le CEA font un très gros effort pour développer les outils de simulation et rattraper le retard constaté par la CNE dans ses rapports précédents. Des calculs multidimensionnels seront effectués mais il reste probable qu'en termes de calculs tridimensionnels, on ne pourra pas prendre en compte tous les détails du site de stockage. La partie thermique sera découplée de la partie hydrologique et du calcul de convection-diffusion des radionucléides. Ces calculs serviront à se faire une idée de l'évolution du site sur les premiers millénaires et à proposer des conditions aux limites pour un calcul de champ lointain simulant le devenir des radionucléides.

Cependant, on peut penser que les simulations seront exploitables dans un premier temps au regard des grandes incertitudes sur certains paramètres géologiques (présence éventuelle de fractures, effet de l'endommagement, etc.) et sur certains phénomènes à modéliser (évolution des colis et notamment de leurs matrices, mode de transfert des radionucléides dans la roche saine et dans la zone endommagée, évolution des propriétés géochimiques du champ proche, etc.). Après 2006, ces calculs devront être repris.

AXE 3

Les recherches sur le conditionnement des déchets se poursuivent avec les études de matrices de conditionnement, de matériaux de fabrication de conteneurs, de corrosion et de

modèles opérationnels d'altération, notamment ceux des verres et des combustibles usés.

Deux matrices d'immobilisation des actinides mineurs séparés, sélectionnées en 2002 pour leurs propriétés de confinement, font l'objet d'études de faisabilité technique dans l'installation Atalante à Marcoule. Deux autres sont étudiées à Karlsruhe en collaboration avec l'Institut des Transuraniens. Il s'agit de montrer que l'on peut confiner dans ces matrices des quantités significatives d'actinides mineurs en étudiant leur tenue au rayonnement, notamment en utilisant le dopage au plutonium 238. Ces programmes doivent permettre d'ici fin 2005 de commencer la modélisation de l'altération des matrices et du relâchement éventuel des éléments. Les matrices envisagées pour le confinement de l'iode et du césium sont en cours de caractérisation définitive.

Les colis d'entreposage sont majoritairement conçus pour être identiques aux colis de stockage, afin de concourir à la continuité entreposage-stockage. La CNE se félicite que des démonstrateurs de conteneurs d'entreposage aient été fabriqués fin 2002.

Des entrepôts conçus pour la longue durée sont étudiés en surface et en subsurface. Les études portent uniquement sur des sites virtuels, ce qui leur confère, dans le cas des entrepôts de subsurface, un caractère très préliminaire car elles ne permettent pas d'aborder tous les problèmes pratiques qui seront rencontrés au plan de la géologie, de l'hydrologie et de la thermique. Suite à la réflexion en cours, des critères de choix de site devraient être établis. Des dispositions pour assurer la robustesse de ces entrepôts, autant que possible passives, sont recherchées, mais les études de durabilité et de sûreté montrent qu'une surveillance et une maintenance des installations seront toujours requises. Une perte de maintenance, même de durée limitée, pourrait avoir des conséquences notables pour la surveillance radiologique, sur la corrosion des conteneurs et la composition de l'atmosphère de l'installation.

En conclusion sur l'axe 3, il semble à la Commission que, dans l'attente d'un stockage géologique, les conteneurs et leurs dispositifs de

fermeture pour toutes les catégories de déchets constituent une protection adaptée contre les phénomènes naturels (ordinaires ou extraordinaires) ou humains (erreurs ou malveillances), pour les travailleurs et les populations concernés, notamment pendant les transports et dans les futurs entreposages. Cette protection serait aussi utile pendant le stockage. Tout cela n'est pas atteint à ce jour. Les travaux entrepris sur les conteneurs devraient concourir à démontrer qu'il est possible de prévenir les détriments, tels que ceux liés à la radioactivité, de la majorité des déchets. Le programme en cours va dans ce sens.

PERSPECTIVES POUR LE RENDEZ-VOUS DE 2006

Pour l'ensemble des axes, les recherches en chimie conduites depuis dix ans sur les actinides et les produits de fission auront donné de nombreux résultats, qu'il s'agisse de leur séparation des combustibles usés, de leur confinement dans des solides ou de leur comportement dans divers milieux aqueux et aux interfaces liquide-liquide et solution-solide. Les connaissances ainsi acquises permettront d'asseoir des dossiers scientifiques appuyant des choix concrets. Pour autant, les expériences de chimie ne devront pas s'arrêter en 2006, quelles que soient les décisions stratégiques qui seront prises.

A cet égard, le passage au stade de la faisabilité industrielle de procédés de séparation, comme celui de séparation poussée des actinides mineurs qui aura probablement subi avec succès celui de la faisabilité technique, suppose qu'une stratégie industrielle ait été préalablement adoptée.

La transmutation de radionucléides à vie longue contenus dans les combustibles usés permettrait de réduire les risques radiologiques potentiels à long terme associés au stockage des déchets nucléaires en couches géologiques profondes. La voie de la transmutation n'a cependant pas le même statut que le stockage profond et ce pour deux raisons essentielles. En premier lieu, elle ne peut se substituer au stockage profond, ne serait-ce que parce que certains radionucléides à vie longue (notamment des produits de fission)

ne sont pas transmutables de fait et que les opérations de séparation-transmutation produiront des déchets ultimes, notamment de moyenne activité, non stockables en surface pour des raisons de sûreté.

La mise en œuvre de la transmutation à grande échelle supposerait la construction d'un nombre important de réacteurs dédiés (entre 10 et 50 % de la puissance totale d'un parc de réacteurs de production d'électricité, selon les scénarios). Un tel parc ne permettrait d'atteindre une stabilisation des inventaires des éléments à transmuter qu'après plusieurs décennies de fonctionnement. En d'autres termes, la transmutation ne peut s'inscrire que dans le cadre d'un nucléaire durable. En tout état de cause, un long effort de R&D, allant bien au-delà de l'échéance de 2006, apparaît nécessaire avant une mise en œuvre industrielle de la transmutation. Son ampleur est telle qu'il devra être mené en collaboration internationale. A cet égard, le rendez-vous de 2006 pourrait constituer l'occasion de décider ou non de la participation française à un projet de démonstrateur de système hybride, éventuellement autour du projet Myrrha.

Pour l'étude du stockage géologique, si le programme révisé de l'Andra se déroule conformément au nouveau planning présenté, qui est tendu à l'extrême, une première estimation des capacités de confinement de l'argilite du Callovo-Oxfordien du secteur de Bure aura été faite. La réalisation de forages dirigés dans l'argile à partir de la surface constituerait une assurance précieuse de résultats, face aux aléas des travaux miniers.

Il est nécessaire que le dossier 2005 contienne au minimum des données sur l'homogénéité de la roche et l'absence, ou non, de fractures conductrices dans la couche, des mesures physiques et géochimiques faites sur des échantillons de taille importante prélevés directement dans la couche, ainsi que des données sur la zone endommagée suite aux travaux miniers. Le dossier 2005 pourrait alors permettre aux pouvoirs publics de prendre ou non la décision de sélectionner cette roche et de lancer le projet de qualification du site de stockage, ce qui implique notamment de reconnaître la roche

hôte sur une grande étendue, bien au-delà de la zone reconnue par forages, puits et galeries d'ici 2005.

Les expériences de diffusion utilisant des traceurs n'auront duré que de six à dix-huit mois et ne fourniront que des données entachées de larges incertitudes car ceux-ci seront à peine sortis de la zone endommagée par la mise en place des expériences. Les travaux de qualification en vue de l'implantation d'un éventuel stockage devront donc être menés après 2006 pour étendre en profondeur la reconnaissance par galeries, étudier leur comportement mécanique sur le long terme et poursuivre les expériences de migration *in situ* pendant plusieurs années, afin de s'assurer du bon confinement des radionucléides qui y seraient déposés.

En ce qui concerne un autre type de roches ou un autre site potentiel, peu de choses seront disponibles d'ici 2006, hormis les études faites depuis la surface sur les sites du Gard et de la Vienne, mais sans laboratoire souterrain. L'Andra présentera une synthèse des travaux étrangers sur le granite ainsi qu'une classification des granites français, mais les résultats ne pourront être au mieux qu'indicatifs, car chaque site géologique comporte des caractéristiques propres très difficilement transposables. En outre la situation particulièrement favorable des boucliers canadien et scandinave, stables depuis un milliard d'années ne se rencontre pas en France, n'offrant donc pas les mêmes avantages pour un stockage.

L'entreposage est une réalité industrielle pour les déchets vitrifiés. Les études menées dans le cadre de l'axe 3 par le CEA et l'expérience acquise par la COGEMA confirment que les connaissances techniques existent pour assurer un entreposage centralisé de déchets HA/MAVL et de combustibles usés pendant un siècle. Certains conteneurs sur lesquels

repose la sûreté pendant ce stade seront normalement prêts à l'état de prototype en 2004. Un entreposage de subsurface pose des problèmes spécifiques, notamment en raison de la sollicitation thermique élevée que subira le milieu naturel. Une réflexion approfondie sur les critères de choix de site, et notamment sur la température maximale acceptable, devra être conduite avec vigueur pour que des résultats soient disponibles avant l'échéance de 2005. En ce qui concerne les colis de déchets MAVL, les conditions d'entreposage restent à étudier pour qu'ils soient préservés des atteintes de la corrosion.

Il a été envisagé que des entreposages de déchets C ou de combustibles usés soient périodiquement renouvelés et ainsi se prolongent pendant des siècles, voire des millénaires. Une telle solution postule la stabilité des sociétés humaines et la pérennité de leurs institutions et de leurs technologies. La Commission recommande que cette approche, qui lui semble poser de nombreux problèmes, ait été analysée en détail pour 2005 afin que le Parlement soit informé à la fois des avantages, des risques et de l'importance des contraintes économiques et techniques que cette solution ferait porter sur les sociétés futures. Le Parlement pourra ainsi évaluer cette option au regard du stockage géologique en profondeur qui affranchit de ces incertitudes.

Il apparaît donc que pour les trois axes de la loi, pourvu que les calendriers des études soient tenus et que les dernières recommandations évoquées ci-dessus soient suivies d'effet, le corpus d'études réalisées de 1991 à 2006 devrait permettre au Parlement d'avoir le choix sur le plan scientifique entre plusieurs solutions envisageables pour assurer le devenir des déchets et matières nucléaires.

Chapitre 1

Les activités de la Commission

Pour l'établissement du rapport n° 9, la Commission Nationale d'Evaluation a :

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

Des membres de la Commission ont, de plus, participé au congrès « Clays in Natural and Engineered Barriers for Radioactive Waste Confinement » [Les argiles dans les barrières naturelles et ouvragées pour le confinement des déchets radioactifs] – Reims, 9-12 décembre 2002, dont le compte rendu est porté en annexe n° 2.

La commission a visité, les 20 et 21 novembre 2002, l'Institut des Trans-Uraniens (ITU) à Karlsruhe (Allemagne) ; la relation des enseignements de cette visite est portée en annexe n° 3 à ce rapport.

1.1. LES AUDITIONS SCIENTIFIQUES ET LES RÉUNIONS DE LA COMMISSION

Les dates et thèmes de ces auditions sont les suivants :

- | | |
|------------------|--|
| 16 octobre 2002 | Travaux des GdR GEDEON et PRACTIS. |
| 07 novembre 2002 | Travaux des GdR NOMADE et FORPRO. |
| 04 décembre 2002 | Collaborations internationales de l'Andra – Collaborations internationales animées par l'OCDE. |
| 19 décembre 2002 | Options de base des études de projet de l'Andra – Rapport SAFIR II. |
| 08 janvier 2003 | Laboratoire souterrain. |
| 22 janvier 2003 | Entreposage de longue durée – Conditionnement des colis de déchets. |
| 03 février 2003 | Réacteurs du futur – Séparation poussée : faisabilité technique. |

05 mars 2003 Modélisation et simulation numérique.

06 mars 2003 Stratégie et programmes des recherches.

19 mars 2003 Matrice vitreuse.

02 avril 2003 Recherches sur la transmutation et étude du démonstrateur européen de système hybride.

La Commission a tenu en outre trois réunions avec l'Andra, la première pour l'examen du bilan des études et travaux 2001, la seconde pour un examen approfondi des dispositions prises par l'Andra en matière de modélisation et simulation numérique et la troisième pour la présentation du dossier « 2002 Granite ». Enfin, une réunion a été tenue le 10 juin 2003 avec le CEA et l'Andra pour constater l'état d'avancement de la réalisation de la plateforme « Alliances » de simulation numérique.

Une réunion pour l'examen des suites données aux recommandations exprimées par la Commission dans son 8^{ème} rapport a été tenue avec l'ensemble des acteurs de la loi

La Commission s'est par ailleurs réunie cinq fois en séance plénière pour la rédaction du présent rapport, dans lequel la Commission tient compte des documents qui lui sont parvenus avant le 12 juin 2003.

1.2. LES COMPTES RENDUS DES AUDITIONS

Un compte rendu de chaque audition comportant les résumés des présentations et les discussions à l'issue des exposés, est rédigé par le secrétariat scientifique de la Commission. Il est diffusé à tous les participants des auditions ainsi qu'aux représentants des acteurs de la loi. Leurs observations sur chaque compte rendu sont jointes aux dossiers de la Commission. Ce mode de fonctionnement contribue à la clarté et à la transparence des débats entre la Commission et les acteurs de la loi.

Chapitre 2

Les orientations stratégiques et les recherches

Le document « Stratégie et programmes des recherches 2003 – 2006 » rédigé par les acteurs de la loi sous l'égide du Ministère chargé de la recherche a été présenté à la Commission, dans sa version provisoire, le 6 mars 2003. On examine les considérations générales qu'il contient dans ce chapitre et les considérations concernant chaque axe de la loi dans les chapitres suivants. Une version actualisée du document a été transmise à la Commission en mai 2003.

La Commission a reçu des acteurs de la loi réponse aux recommandations qu'elle a exprimées dans son huitième rapport. Par ses recommandations, la Commission vise à assurer que les pouvoirs publics disposeront d'informations nécessaires pour pouvoir distinguer des solutions possibles de gestion, même si certaines d'entre elles appellent des recherches complémentaires. La Commission rappelle, dans l'encadré ci-contre, une palette de solutions comportant des étapes sélectives selon la nature des déchets, qu'elle exposait dans son rapport n° 7 (juin 2001) pour montrer qu'il existe des solutions qui peuvent être dès maintenant présentées au législateur.

Elle rappelle également qu'un stockage final en milieu géologique lui paraît, en tout état de cause, inéluctable.

- Les déchets A, de faible activité, sont dès maintenant stockés en surface, et ne relèvent d'ailleurs pas de la loi de 1991. L'ordre de grandeur de leur volume sera en 2020 d'au moins 800 000 m³.
- Les déchets B, de moyenne activité mais contenant des radionucléides à vie longue, représentent eux aussi un volume considérable, de l'ordre de 100 000 m³ en 2020. Ce volume, associé à l'absence de haute activité, interdit pratiquement tout espoir de transmutation ou de valorisation des produits qu'ils peuvent encore contenir. Ce sont donc, par nature, des déchets ultimes, destinés au stockage, réversible si le Législateur confirme cette option. Les deux principaux problèmes les concernant sont alors un conteneurage fiable et le délai pour disposer d'un ouvrage de stockage. La nécessité d'un conteneur approprié pour l'entreposage et le stockage relève, comme nous l'avons dit, d'une ingénierie bien conduite avec un calendrier contraignant de 3 ou 4 ans. Le délai d'un éventuel stockage sera couvert par une phase d'entreposage, de toute manière inévitable puisque la disponibilité d'un ouvrage de stockage demandera au moins deux décennies. Les recherches nécessaires pour atteindre ces résultats pour les déchets B sont alors prioritaires. La prolongation sur une durée plus longue de l'entreposage de ces déchets ne pourrait résulter que d'un choix politique : elle serait dépourvue de motivation scientifique.
- Les déchets C actuels vitrifiés sont le siège d'une activité et d'une thermicité élevées, et contiennent l'essentiel des radionucléides à vie longue. Les améliorations du retraitement, utilisant les procédés de séparation en cours de développement, permettent d'envisager la séparation des actinides, de l'essentiel des produits de

fission. L'ensemble des produits de fission restants pourrait alors être vitrifié (quelques milliers de m³ en 2020) et placé en entreposage, dérivé de l'installation industrielle E-EVSE, et bénéficiant de son retour d'expérience, à La Hague. Au bout d'un entreposage de longue durée (séculaire, ce qui pose le problème d'un réexamen périodique de l'autorisation accordée par l'autorité de sûreté), leur niveau de thermicité permettrait leur stockage en conditions « froides ».

- Pour atteindre le niveau d'activité du minerai d'uranium, la décroissance radioactive des actinides ainsi séparés demanderait plusieurs dizaines de millénaires, en supposant toutefois que l'on ait réduit fortement la radiotoxicité du plutonium grâce à sa valorisation énergétique. Compte tenu des faibles quantités impliquées, ils constituent alors un objectif prioritaire pour la transmutation, plus précisément la fission dans des réacteurs appropriés. Compte tenu du délai pour la disponibilité de ces réacteurs, il faudrait prévoir conditionnement et entreposage d'ici là.
- Les combustibles usés, s'ils ne sont pas retraités (quelques milliers de m³ en 2020), peuvent eux aussi être placés en entreposage séculaire selon un concept comparable à celui des déchets C, permettant leur refroidissement et, si on ne décidait pas d'en récupérer les matières valorisables, envoyés ensuite dans un éventuel stockage approprié.

Ce schéma ne prétend, en aucune façon, être représentatif des conclusions qui pourront être tirées en 2006, mais simplement montrer que, dans l'état actuel, au moins une option, globale et cohérente, semble possible. C'est toute la responsabilité de la recherche de pouvoir offrir, à ce moment, au Législateur, d'autres possibilités qui lui permettront d'exercer son choix.

2.1. ORIENTATIONS STRATÉGIQUES GLOBALES DU DÉVELOPPEMENT DE L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE EN FRANCE

Pour le court terme l'orientation stratégique du nucléaire en France est gouvernée par la politique énergétique affichée par EDF : d'une part retraitement d'une partie du combustible UOX pour assurer le monorecyclage de 7 à 8,5 tonnes de plutonium par an et entreposage de l'autre partie des combustibles UOX usés et des MOX, et d'autre part augmentation des taux de combustion des combustibles UOX. La conséquence sera dans les années à venir une diminution du tonnage de combustibles usés déchargés des réacteurs.

Toutes les perspectives d'amélioration de la filière actuelle ou d'étude de nouvelles filières de production d'énergie électronucléaire (à partir de 2020 dans le meilleur des cas) visent à produire le moins possible d'actinides, soit en augmentant très fortement les taux de combustion des combustibles, soit en recyclant les actinides d'un cycle dans un autre ou encore en les transmutant séparément dans des réacteurs dédiés associés au parc électronucléaire. L'inventaire du plutonium est au cœur des préoccupations, qu'il s'agisse de son emploi futur dans des réacteurs de filières nouvelles ou de la limitation du stock de plutonium séparé. Au regard du problème des déchets, qui seul est à considérer par la Commission, le développement de filières électronucléaires nouvelles pourra bénéficier des recherches actuellement conduites dans le cadre de la loi. En effet les recherches entreprises dans les axes 1 et 3, si elles sont poursuivies après 2006, sont les prémices de celles à conduire pour mettre en place les nouveaux cycles de combustibles associés aux futurs réacteurs, qui seront fort différents du cycle actuel.

2.2. DOCUMENT « STRATÉGIE ET PROGRAMMES DES RECHERCHES 2003 - 2006 »

Le document « Stratégie et programmes des recherches 2003-2006 » prépare le bilan des recherches. L'élément saillant en est la description d'un programme d'expérimentations en laboratoire souterrain entièrement remanié pour compenser au mieux l'arrêt du chantier de fonçage des puits d'accès, du 15 mai 2002 au 29 avril 2003. Les objectifs initialement visés ont été modifiés ; le programme nouveau est présenté et discuté au

chapitre 4. Il n'est plus question dans ce document d'un deuxième laboratoire souterrain.

Par ailleurs, quoique le programme de recherches sur les systèmes électronucléaires du futur soit cité, il n'est pas établi de lien direct entre ce programme et le programme des recherches sur la transmutation entrepris en exécution de la loi de 1991, alors que les États-Unis ont fusionné en un seul programme les deux champs de recherche correspondants (voir chapitre 7).

Les acteurs de la loi inscrivent résolument leurs recherches dans un cadre d'échanges et de coopération avec leurs homologues étrangers. En particulier l'Andra, le CEA et le CNRS ont coordonné des programmes européens du 5^e programme-cadre (1998-2002) ou y ont participé ; ils ont soumis des propositions en réponse au premier appel d'offres pour le 6^e programme-cadre (2002-2006), et prévoient d'en soumettre d'autres aux appels d'offres à venir.

La présentation du document à la Commission a donné lieu à des commentaires préparant l'échéance de 2006 et l'au-delà de 2006. En particulier les auteurs ont fait valoir que les recherches avaient déjà débouché sur des acquis indéniables (résultats scientifiques dans les trois axes et réalisations concrètes). La Commission partage ce point de vue et considère que dans deux ans une partie significative des objectifs fixés par la loi aura été atteinte ou en tout cas que les acquis seront suffisants pour étayer les dossiers sur lesquels des décisions politiques pourront être prises. Les auteurs prévoient à présent de réfléchir à la stratégie des recherches au-delà de 2006.

La Commission doit établir pour 2006 un bilan de 15 ans de recherche détaillé selon les axes de la loi. Ce document sera un des éléments du rapport que le Gouvernement adressera au Parlement, aux termes de l'article L542 du Code de l'environnement, issu de la loi du 30 décembre 1991. À ce rapport pourraient être associés également des éléments hors du champ de compétence de la Commission (stratégies industrielles, économie) ainsi que des considérations sur l'acceptabilité par le public des options proposées.

Pour ce qui concerne la contribution de la Commission au rapport de 2006, il est nécessaire qu'elle puisse disposer en temps utile, pour son évaluation,

de documents scientifiques, et si les pouvoirs publics le souhaitent, d'un document spécifique « Stratégie ». Ce dernier permettrait à la Commission de situer les recherches dans un contexte prospectif faisant apparaître diverses orientations de recherches susceptibles d'être mises en œuvre après 2006 à la suite des décisions qui seront prises par les pouvoirs publics.

2.3. LES GROUPEMENTS DE RECHERCHE

Les groupements de recherche (GdR) sont des instances de coordination scientifique dans lesquelles des équipes du CNRS s'associent à des acteurs extérieurs sur des problèmes de recherche de base. Leurs travaux participent des recherches menées dans le cadre établi par la loi du 30 décembre 1991. La Commission attache la plus grande importance au fonctionnement des GdR, au sein desquels les chercheurs de disciplines diverses unissent leurs efforts en rapprochant des connaissances : les travaux des GdR ont été rapportés à la Commission au cours de deux auditions. La Commission indique ci-dessous les objectifs de ces GdR. Les résultats des GdR transverses sont rapportés au chapitre 6. Les résultats des GdR limités à un des axes de la loi sont rapportés aux chapitres correspondants.

2.3.1. Le GdR GEDEPEON

Depuis 2002, le groupement de recherche GEDEON (CNRS-CEA-EDF-Framatome) a adopté le nouveau sigle GEDEPEON (Gestion des Déchets et Production d'Énergie par des Options Nouvelles) qui traduit l'élargissement de son champ de recherche aux options innovantes en matière de réacteurs et de cycles associés. Cette réorientation représente un élargissement de la thématique de l'axe 1, de la transmutation des corps à vie longue produits par les réacteurs actuels vers des systèmes (réacteurs et cycles de combustibles associés) qui ont la propriété :

- soit de recycler ces corps à vie longue : systèmes à neutrons rapides avec combustibles uranium/plutonium ;
- soit d'en réduire fortement la production : combustible à base de thorium/uranium-233 mis en œuvre dans un spectre à neutrons thermiques ou épithermiques en réacteurs à sels fondus.

Une recherche de base sur ces deux types de système a démarré dans la communauté GEDEPEON,

les équipes du CEA étant surtout mobilisées sur les systèmes à neutrons rapides, celles du CNRS, avec le soutien d'EDF, l'étant sur le thorium et les sels fondus.

Un autre axe de recherche abordé dans GEDEPEON concerne la technologie haute température et caloporteur gaz qui peut s'appliquer aux systèmes à neutrons rapides précédents ou pour des besoins autres que la production d'électricité (hydrogène, dessalement de l'eau de mer). Ces derniers mettent en œuvre des réacteurs à neutrons thermiques tels que ceux promus par Framatome, qui a décidé en conséquence de rejoindre GEDEPEON en 2002.

2.3.2. Le GdR FORPRO

Le GdR, créé en 1998, a été renouvelé en 2000. Il est associé à l'Andra, dans le cadre d'une convention. Le GdR FORPRO, dont les travaux sont rapportés au chapitre 4, est en instance de renouvellement (la décision en sera prise à l'automne 2003, après la clôture de ce rapport), sur le fondement d'un schéma directeur remanié qui devrait être validé en juillet 2003.

2.3.3. Le GdR PARIS

Le nouveau GdR PARIS (CNRS-Andra-CEA-EDF), qui succède en 2003 au GdR PRACTIS traite de questions relevant notamment des axes 2 et 3 de la loi :

- mécanismes réactionnels aux interfaces minérales ;
- réactions aux interfaces dans des systèmes composites comprenant la variété des espèces minérales du milieu naturel et la variété des espèces en solution dans les eaux des formations géologiques profondes.

Par ailleurs, PARIS, qui se propose de recourir intensivement à la modélisation, continuera à traiter de questions relatives aux solutions et transferts liquide-liquide, relevant des axes 1 et 3 de la loi. PARIS participera à l'étude des séparations en pyrochimie (axe 1).

2.3.4. Le GdR NOMADE

Ce GdR, créé en 1999 et renouvelé en 2003, est soutenu par le CNRS, le CEA, EDF et Cogéma. Ses travaux sont articulés autour de trois axes :

- les matrices : matrices confirmées et matrices innovantes ; le GdR participe aux études de faisabilité technique,
- les cibles pour la transmutation, avec notamment l'étude de leur comportement sous irradiation,
- les outils et méthodes : cet axe a pour but de développer tant les outils expérimentaux d'élaboration et de caractérisation des matrices (particulièrement en milieux actifs) que les méthodes de simulation pour modélisation atomistique.

2.3.5. Le GdR MOMAS

Créé en juillet 2002, le groupement de recherche MoMaS (Modélisations Mathématiques et Simulations numériques liées aux problèmes de gestion des déchets nucléaires) associant le CNRS, l'Andra, le BRGM, le CEA et EDF mobilise la communauté des numériciens dans le domaine de recherches délimité par la loi de 1991.

L'activité de ce GdR a réellement commencé en septembre 2002.

2.4. ANALYSE DE LA HIÉRARCHISATION DES RADIONUCLÉIDES

La réflexion sur l'importance relative, en termes de conséquences radiologiques, des radionucléides à vie longue présents dans les déchets à gérer est engagée depuis longtemps par les acteurs de la loi*. C'est un point essentiel pour les choix de 2006. Un premier rapport des acteurs de la loi sur cette question (« Rapport sur la hiérarchisation des radionucléides », avril 1999) a été suivi d'une revue documentaire des données internationales (juin 2000), dont la Commission a rendu compte dans ses précédents rapports.

Le groupe de travail constitué par les acteurs de la loi a repris l'ensemble de la question, en tenant compte (i) de l'expérience acquise dans les travaux étrangers – qui se fondent exclusivement sur l'impact radiologique du stockage en formation géologique profonde – et (ii) des autres modes de gestion dont l'étude est imposée, en France, par le législateur : séparation et transmutation, conditionnement spécifique et entreposage de longue durée.

Calcul d'indicateurs

Le groupe de travail a procédé au calcul « d'indicateurs » pour les principales catégories de déchets et de combustible usé, préalablement à une phase d'analyse. Ces « indicateurs » sont :

- l'activité des radionucléides contenus par les déchets de chaque catégorie ;
- leur « inventaire radiotoxique », obtenu en sommant, pour chaque catégorie de déchets et de combustible usé, l'activité de chaque radionucléide multipliée par les doses efficaces par unité d'incorporation par ingestion pour une personne adulte du public ;
- l'impact radiologique sur l'homme à l'exutoire d'un dépôt géologique profond, correspondant à chaque catégorie de déchets et de combustible usé (doublé du débit d'activité en sortie de couche hôte) ;
- la puissance thermique de chacune de ces catégories de déchets.

Les valeurs de ces « indicateurs » ont été calculées à quatre époques : 30 ans, 300 ans, 1 000 ans et 10 000 ans. L'impact à l'exutoire d'un dépôt profond a été calculé à des instants bien plus éloignés (cent mille ans, cinq cent mille ans et un million d'années), car il est très faible à des époques plus proches du présent. Le calcul a porté sur une sélection d'une quinzaine de radionucléides à vie longue en utilisant les données du dossier « 2001 Argile » de l'Andra.

Conclusions du groupe de travail

Le groupe de travail considère que l'indicateur « activité » n'est pas pertinent pour apprécier les caractéristiques d'un mode de gestion des déchets.

Il déduit de l'observation du second indicateur que, dans le cadre d'une stratégie de séparation-transmutation, priorité doit être donnée à la transmutation de l'américium, du curium et du neptunium (actinides « mineurs »), et que la transmutation des produits de fission à vie longue (iode, césium et technétium) est de moindre priorité. Le conditionnement spécifique de certains radionucléides non transmutables pourrait apporter, accessoirement, une contribution supplémentaire.

Dans la perspective d'un stockage en formation géologique profonde, l'observation du troisième indicateur révèle que l'impact des actinides

* Andra, CEA, Cogéma, CNRS, EDF et Framatome.

mineurs apparaît *a contrario* négligeable en situation d'évolution normale du dépôt géologique, alors que certains produits de fission à vie longue retournent à la biosphère, quoique à l'issue d'un très long délai et, au demeurant, avec un impact faible.

L'observation du quatrième indicateur montre que l'entreposage est un moyen possible de gestion des contraintes imposées par la puissance thermique des déchets et du combustible usé, car le taux annuel de décroissance de cette puissance est élevé au cours des premières décennies.

Évaluation des conclusions du groupe de travail

La Commission apprécie que des données antérieurement éparses aient été rassemblées en un document unique, qui complète le rapport « base de données sur les radionucléides à vie longue ». Elle considère qu'il s'agit d'un document évolutif qui devrait être mis à jour en fonction de l'avancement des connaissances sur les études de risques.

La Commission souligne que le rapport, tel qu'il est soumis, ne peut constituer un document final, et que le groupe de travail devrait poursuivre son activité pour mieux évaluer les risques et établir une relation d'ordre entre les radionucléides en fonction des scénarios d'évolution du dépôt.

La Commission regrette que les matières nucléaires maintenues dans le cycle industriel, alors même qu'elles seraient sans emploi, aient été écartées et que le risque lié à la toxicité chimique de certains éléments, principalement l'uranium, n'ait pas été pris en considération.

2.5. ÉTUDES DE SCÉNARIOS ASSOCIÉS À DES SYSTÈMES NUCLÉAIRES

L'année dernière, le CEA avait présenté trois scénarios à l'équilibre de multi-recyclage homogène des actinides dans des parcs de réacteurs de technologie existante, composés de REP, de RNR ou d'un mixte des deux. Dans le rapport n° 8, la Commission avait grandement apprécié l'analyse détaillée du diagramme industriel du cycle associé au scénario mixte, tout en exprimant l'importance qu'elle attachait à l'étude d'une part de la transition de la situation actuelle vers ces scénarios qui sont toujours étudiés à l'équilibre et d'autre part de la transition de sortie éventuelle de ces scénarios à

l'équilibre. Ces deux périodes de transition vont durer plusieurs décennies. Sur le premier de ces deux points, la dernière édition (2003-2006) du document Stratégie et Programmes des Recherches (page 56) se contente d'annoncer qu'il sera étudié dans « les années à venir » sans en préciser le calendrier. Il en sera de même pour les scénarios utilisant des technologies innovantes de réacteurs comme les réacteurs à caloporteur gaz (RCG) qui interviendraient à partir de 2025 pour la version en neutrons thermiques et 2035 pour celle à neutrons rapides.

La Commission souhaite très vivement que les études complètes de scénarios basés sur des technologies existantes soient pour le moins finalisées d'ici l'échéance de 2006, comme ceci avait d'ailleurs été annoncé par le groupe mixte CEA-EDF lors de l'audition du 24 janvier 2002.

Par ailleurs, deux scénarios s'appuyant chacun sur des technologies innovantes (ADS et réacteurs à sels fondus) ont été présentés lors de l'audition du 18 octobre 2002. Le premier concerne le scénario dit à double strate. Les résultats quant à sa capacité de réduire d'au moins un facteur 100 et, sous certaines hypothèses, la radiotoxicité à long terme des déchets confirment ceux de l'importante étude menée par un groupe d'experts sous l'égide de l'AEN de l'OCDE sur sept scénarios*. Le CNRS a présenté un scénario de transition des REP vers des réacteurs à sels fondus utilisant du thorium-232 et de l'uranium-233 comme combustible en indiquant diverses utilisations du plutonium des REP pour fabriquer cet uranium-233 : mono-recycler le plutonium dans les REP sur un support thorium (au lieu d'uranium comme ceci se pratique actuellement) avec l'avantage de brûler d'une manière plus complète le plutonium au profit de ce nouveau type de combustible ; placer du thorium en couverture dans des RNR ; utiliser des réacteurs à sels fondus alimentés au départ avec du plutonium.

La Commission est très favorable à ces études de scénarios. Comme précédemment, elle souhaite être informée du calendrier prévisionnel de mise en place progressive de ces scénarios dans un parc

* Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles, A Comparative Study, rapport 2002 de l'AEN de l'OCDE (ISBN 92-64-19482-1).

de réacteurs. En particulier, comment une stratégie double strate, fondée sur un ADS qui ne verrait un déploiement industriel qu'après 2030, selon le planning révisé en 2002 du TWG (voir chapitre 3, § 3.4.5), se positionne-t-elle vis-à-vis de celle utilisant des systèmes à caloporteur gaz dont la version à neutrons rapides viendrait à se déployer vers la même date ? La même question se pose à propos de la filière thorium et les sels fondus. La Commission insiste très fortement pour que des réponses sur ces points soient apportées d'ici l'échéance 2006, afin d'éclairer les choix qui ne manqueront pas d'être faits à cette date.

2.6. DÉVELOPPEMENT DE L'OUTIL COMMUN POUR LA SIMULATION NUMÉRIQUE : ALLIANCES

Au cours de deux auditions dédiées à la simulation, le CEA et l'Andra ont présenté le 5 mars puis le 10 juin 2003 l'état des développements de la plate-forme numérique Alliances, qui, rappelons-le, doit servir à la simulation de l'entreposage de longue durée et du stockage géologique. Cet outil doit, en particulier, simplifier la résolution des problèmes de couplage de codes tels que ceux qui décrivent les termes sources, le champ proche et le champ lointain du stockage. Les derniers développements ont été présentés juste avant l'écriture de ce rapport car la Commission souhaitait suivre de près ce dossier critique. En effet l'outil sera utilisé dans sa version 1.2 pour monter le dossier 2005. Cette version est déjà disponible mais les développeurs peuvent encore y apporter quelques modifications jusqu'en octobre 2003 car l'évaluation de ses performances est encore en cours.

Le développement d'Alliances est l'œuvre commune de l'Andra et du CEA. Les équipes ont été profondément remaniées ces deux dernières années, elles sont maintenant constituées de huit développeurs (dont trois de l'Andra) et sept physiciens (dont quatre de l'Andra). Certains modules comme les interfaces utilisateurs sont externes car ils viennent ou sont développés à l'aide d'*open-cascade* ou de Salomé. L'Andra et le CEA font partie du consortium Salomé qui développe un ensemble de logiciels-supports, dont dépend la production des modules de pré- et post-traitement d'Alliances (maillage, visualisation). La disponibilité de ces modules en 2004 n'étant pas assurée, les équipes ont veillé à ne pas lier Alliances à Salomé.

Dans sa version 1.2 Alliances intègre les anciens codes Castem (CEA), Porflow (Acric), PhreeqC (Los Alamos), Chess (Ecole des mines) et MT3D, mais ceux-ci ont été profondément remaniés pour leur intégration, en particulier Castem, qui était à l'origine un logiciel pour la mécanique des structures dans lequel l'adaptation aux milieux poreux avait les défauts signalés par la Commission dans ses rapports précédents.

Les logiciels dès à présent disponibles pour intégration dans Alliances permettent la modélisation des colis, du champ proche et du champ lointain.

Les phénomènes pris en compte sont :

- l'hydrologie en milieu saturé et dans une certaine mesure non-saturé ;
- le transport et la diffusion dans les milieux poreux (les fractures éventuelles devront être traitées par raffinement de maillage) ;
- la géochimie ainsi que son couplage avec le transport, dans les limites des performances informatiques car ces problèmes sont gourmands en ressources.

Les moyens d'études de sensibilité aux paramètres seront intégrés dans la version 1.2b livrée en octobre.

Il est incontestable que les équipes ont fait un travail énorme pour rattraper le retard des années antérieures et la Commission s'en félicite. L'équipe est compétente et le travail accompli est d'une grande qualité technique ; certains développements numériques sont résolument modernes comme le couplage de codes à divers niveaux mélangeant volumes finis et éléments finis, le choix des pas de temps adaptatifs et les solveurs linéaires itératifs. La validation du logiciel est aussi soignée, ainsi les solutions numériques obtenues par des méthodes différentes sont-elles comparées et montrent que la précision est bonne.

Toutefois les validations effectuées à cette date sont surtout bidimensionnelles. Elles montrent que les temps-calculs sont bons mais que la prise en compte de la géochimie rend le problème numériquement difficile et probablement insoluble dès que le nombre d'espèces chimiques ou le nombre de mailles augmente. Par ailleurs l'utilisation des modules en dimension trois sera limitée à quelques centaines de milliers de mailles, c'est-à-dire à la

limite inférieure acceptable de la résolution numérique nécessaire pour prendre en compte chaque galerie élémentaire.

Enfin le couplage des codes n'inclut pas encore le module thermique d'Aster produit par EDF et la variation des coefficients géologiques et géochimiques en fonction de la température ne pourra être prise en compte dans la version 1.2 que par lecture de tables.

2.7. INVENTAIRE NATIONAL DES DÉCHETS RADIOACTIFS

Par la participation d'un observateur aux réunions du « Comité de pilotage de l'inventaire », la Commission est tenue informée des progrès de l'inventaire national auquel le Gouvernement a, le 26 juin 2001, demandé à l'Andra de procéder. Il est prévu qu'un premier inventaire sera établi à la fin de l'année 2004.

Les principes et les modalités de réalisation de l'inventaire ont été arrêtés respectivement en novembre et en décembre 2002.

L'inventaire national comportera les quantités de déchets de toutes catégories et de matières nucléaires (uranium appauvri, uranium issu du retraitement des combustibles usés, combustible usé, plutonium séparé, thorium) entreposés à la fin de l'année 2002. Ces quantités seront exprimées pour un grand nombre de familles de déchets (environ 110 familles sont à présent distinguées) ; pour chacune de ces familles, une fiche descriptive sera établie.

L'inventaire national indiquera les quantités totales des déchets radioactifs et de matières nucléaires issus du retraitement des combustibles usés et entreposés en France. Les règles que les propriétaires français et le détenteur actuel des déchets auront établies pour évaluer les quantités de déchets et matières devant rester en France seront présentées, ainsi que les quantités correspondantes.

L'inventaire national sera assorti de prévisions de production, afin d'établir des projections de stocks en 2010 et 2020. Ces prévisions reposeront sur des hypothèses dont l'expression est encore incomplète.

Les formulaires de collecte des données brutes ont été créés, et l'enquête sur les quantités entreposées à la fin de l'année 2002 est en cours.

La Commission observe que l'Andra n'obtiendra des producteurs que les données présentement disponibles et qu'aucun effort particulier supplémentaire de caractérisation des déchets n'est prévu.

La Commission note aussi que diverses familles de déchets se rapportent à des déchets non conditionnés, et dont le conditionnement est à l'étude.

2.8. CONTENEURS – COORDINATION DES RECHERCHES SUR L'ENTREPOSAGE ET SUR LE STOCKAGE

Un Comité technique CEA-Andra a été créé pour harmoniser les actions menées par ces deux organismes aux nombreuses interfaces de l'axe 2 et de l'axe 3.

Concernant les conteneurs, la coordination a conduit à une situation très claire pour les caractéristiques des colis d'entreposage et de stockage. Il y a deux solutions envisagées, la plus élémentaire est de considérer le « colis primaire stockable » comme l'objet commun pour l'entreposage et le stockage, ce colis primaire étant placé dans un conteneur d'entreposage puis de stockage. La seconde, plus élaborée, est la compatibilité au niveau du « colis d'entreposage » et du « colis de stockage », c'est-à-dire la possibilité d'un transfert direct, sans réouverture, des colis entreposés au stockage. Pour ce faire, la définition des conteneurs, faite par l'Andra, est prise comme donnée d'entrée pour celle de l'entreposage. Cette action coordonnée doit permettre de définir au dernier trimestre 2003 les plans-guides des conteneurs compatibles et les spécifications de matériaux associées. Les démonstrateurs prévus pour 2004 seront réalisés sur ces bases.

Cette approche est applicable aux déchets B dans leur globalité.

Pour les déchets C (vitrifiés) le colis primaire CSD-V reste le maillon commun à l'entreposage et au stockage. L'option d'un « surconteneur » commun pour l'entreposage et le stockage, pour répondre au vœu général de compatibilité exprimé par la Commission, n'est envisagée qu'au titre d'une optimisation réalisable après l'échéance de la loi.

Deux autres questions ont été soulevées par la Commission, lors des auditions, relevant de la coordination CEA-Andra. La première concerne l'étude d'optimisation entre la durée de l'entrepo-

sage et le volume ou l'emprise du stockage pour les déchets thermiques (verres et combustibles usés). Un début de réponse a été apporté par l'étude d'évolution de la thermique des déchets et son impact sur le volume de stockage. Il reste aux acteurs de la loi à faire l'étude financière correspondante pour définir l'optimum économique.

La seconde concerne plus la présentation. On a coutume de parler du volume des déchets à entreposer ou à stocker, ce qui est une grandeur significative pour beaucoup d'opérations : manutention, transport et volume des entrepôts ou des stockages. Ce volume des déchets est directement exploitable pour les déchets B, non thermiques, mais ne l'est pas pour les déchets (verres et combustibles usés, thermiques). En effet, pour ces derniers, les volumes d'entrepôts et surtout de stockage géologique sont directement liés au dégagement thermique des déchets (d'où l'étude d'optimisation demandée précédemment). La Commission souhaite donc que soit systématiquement associé aux volumes des déchets thermiques (verres et combustibles usés) le « volume de stockage » correspondant, qui serait calculé pour un cas de référence, dans l'idéal, à la date optimale définie par l'étude précédente.

2.9. PROBLÈMES SANITAIRES

La Commission s'est interrogée, dans ses précédents rapports, sur les normes sanitaires à prendre en compte pour la gestion des déchets radioactifs. La Commission a, en effet, observé que le cadre d'établissement des normes réglementaires applicables actuelles est défini, mais qu'il n'est pas certain que ces normes soient appropriées à l'évaluation de futurs projets de stockage ou d'entreposage en raison notamment de la nature des radionucléides susceptibles de causer des expositions radiologiques à long terme et de la durée de ces expositions.

La Commission a donc porté ces questions à l'attention de la Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection, qui a exprimé un avis qui peut être résumé ainsi qu'il suit :

- les normes pour la protection des travailleurs et du public, applicables pendant l'exploitation des installations, intègrent progressivement les avancées de la recherche dans le domaine général de la radioprotection. En pratique, la réglementation nationale s'appuie sur les directives européennes,

qui reposent elles-mêmes sur des recommandations émises par des organismes internationaux ;

- les objectifs de radioprotection spécifiques aux stockages de déchets soulèvent des questions particulières, après examen desquelles la Commission internationale de protection radiologique (CIPR) a exprimé, dans sa publication n° 81, des recommandations. La CIPR considère que le niveau de protection pour les générations futures doit demeurer le même que de nos jours. La CIPR recommande l'utilisation de la « contrainte de dose » et la désagrégation de la probabilité et des doses pour les scénarios dont la probabilité de survenir est faible ;
- la Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection prévoit de réviser, à l'échéance de 2006, la règle fondamentale de sûreté relative au stockage en formation géologique profonde, en se fondant sur les recommandations de la CIPR, les normes de sûreté que l'Agence internationale de l'énergie atomique établira au vu de ces recommandations et l'expérience des pays étrangers les plus avancés dans la voie du stockage des déchets en formation géologique profonde.

La Commission suit avec attention le développement des recherches sur lesquelles les spécialistes de la radioprotection se fondent pour élaborer la doctrine de protection de l'homme et de l'environnement. À cet égard, des tentatives sont en cours au sein de la CIPR pour simplifier les différentes limites et contraintes de dose du système actuel de radioprotection. Elles donnent lieu à des discussions qui ne déboucheront probablement que dans quelques années. Par ailleurs les bases scientifiques de la relation linéaire sans seuil (conduisant à retenir la limite de dose efficace à 1 mSv par an pour le public), sont aussi en question, notamment au regard de résultats de radiobiologie fondamentale.

Pour ce qui concerne la gestion des déchets HAVL la Commission suit également les recherches qui visent à éclairer comment prendre en compte la nocivité radiologique et chimique des radionucléides, radioéléments et éléments présents dans ces déchets. Elles concernent d'une part la « migration biologique des éléments » (par opposition à la migration géologique), c'est-à-dire celle qui a lieu dans les sols superficiels par l'intermédiaire des organismes vivants, les transferts par les chaînes alimentaires et l'absorption digestive. Beaucoup de données sont encore fragmentaires.

Deux radioéléments, le technétium et le neptunium, mériteraient des recherches particulières ainsi que le protactinium. Celles-ci devraient être orientées avec un souci d'application concrète qu'il s'agisse des transferts de ces éléments ou de leur métabolisme.

L'un des critères de protection commun aux éléments radioactifs et stables pourrait être leur concentration dans l'eau des exutoires d'un éventuel stockage. L'OMS a fixé des directives pour la qualité des eaux de boisson qui peuvent être utilisées pour évaluer des limites de concentrations en éléments qui donneraient un détriment comparable à celui d'une dose fixée. Un exercice a été fait sur ce sujet (Radioprotection 2002, Vol. 37, n° 4, page 427) qui montre la complexité de toute comparaison entre radiotoxicité et toxicité chimique. Toutefois il en ressort que pour l'uranium 238 et 235, c'est la toxicité chimique qui doit être prise en

compte. Aussi la Commission juge dépourvue de sens la comparaison qui est souvent faite entre d'une part la radiotoxicité du combustible utilisé en fonction du temps et selon qu'il est, ou non, retraité pour en enlever les actinides et d'autre part la radiotoxicité du minerai qui a permis de préparer le combustible neuf.

Enfin, l'étude des scénarios, nécessaire à une évaluation comparative (voir § 2.5), doit comprendre une analyse des risques et une estimation des détriments radiologiques potentiels. La notion de risque doit être elle-même clairement explicitée. À cet égard, l'Autorité de sûreté conduit une réflexion (Rapport annuel 2002 de la Direction Générale de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection, pages 449 à 462).

Chapitre 3

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

3.1. CADRE GÉNÉRAL DES RECHERCHES SUR LA SÉPARATION

La stratégie en matière de séparation poussée des actinides mineurs, de l'iode, du césium et du technétium à partir des combustibles usés est d'aboutir en 2005 à la démonstration de la faisabilité technique de procédés venant en complément du procédé Purex, déjà utilisé à la Hague pour extraire l'uranium et le plutonium de ces combustibles. Cette démonstration doit s'effectuer dans les laboratoires d'Atalante. La validation des procédés à des niveaux de performances données s'accompagnera de l'évaluation des quantités de déchets secondaires produits, des estimations du coût économique et du détriment radiologique ainsi que des études complémentaires à mener pour l'industrialisation des procédés.

La mise en œuvre de la transmutation nécessitera probablement d'autres séparations chimiques d'actinides et de produits de fission à partir de cibles ou combustibles spéciaux irradiés. Elles différeront selon le concept. Les procédés hydrométallurgiques pourraient être appliqués au traitement des combustibles utilisés pour le recyclage homogène du plutonium et des actinides mineurs. En revanche, ces procédés pourraient ne pas être adaptés pour le traitement de combustibles spéciaux (recyclage en « mode hétérogène »), en vue de récupérer les actinides non transmutés. Des procédés pyrochimiques devraient alors être utilisés. Dans cette perspective, plus lointaine que la séparation poussée, la stratégie est de démontrer d'ici 2005, à l'échelle du laboratoire, la possibilité de séparation à partir de solutions des éléments d'intérêt en sels fondus, puis, après 2005, de retraitement de cibles irradiées dans Phénix.

La préparation et la caractérisation de cibles ou de combustibles d'irradiation doit accompagner la séparation poussée dans un souci de cohérence. À cet égard, les recherches engagées tant dans la formulation et la mise en œuvre des matériaux, que dans l'examen des cibles après irradiation devront se poursuivre bien après 2005.

3.2. SÉPARATION POUSSÉE

Dans son rapport n° 8 la Commission a présenté les grandes lignes du programme que le CEA souhaite conduire pour démontrer d'ici 2005 la faisabilité technique de la séparation poussée. Ce programme est défini dans ses grandes lignes dans le rapport DEN/DDIN/RT-DPRGD/2002/1. Il doit porter sur la séparation du neptunium à partir de la solution de dissolution du combustible usé (procédé Purex), puis de celles de l'américium, du curium et du césium à partir des solutions de produits de fission issues du procédé Purex. Dans ce rapport, la Commission n'expose pas le détail des procédés pour des raisons de protection industrielle. Comme la Commission l'a souligné, les recherches à conduire dans ce programme sont d'une autre nature que celles effectuées lors de la phase de faisabilité scientifique, puisqu'il s'agit de valider des procédés pour des niveaux de performances donnés alors que, jusqu'à la fin de 2001, il s'est agi de définir des concepts de séparation. La différence essentielle tient dans les conditions d'expérimentation qui doivent prouver d'une part la fiabilité et l'efficacité des appareils préfigurant des équipements de génie chimique industriels et d'autre part que le procédé testé est robuste (tenue des solvants recyclés des dizaines de fois sur des périodes de fonctionnement de centaines d'heures, pourcentages et facteurs de séparation des éléments constants dans le temps). De telles expériences sur matériaux actifs sont effectuées.

Le CEA a présenté à la Commission l'état des installations prévues pour les expériences et les réflexions en cours sur la définition et l'enchaînement des expériences. Sur ces derniers points, mises à part quelques modifications de dénominations des procédés, il n'y a pas de changements majeurs par rapport à ce que la Commission a présenté dans son rapport précédent.

Le laboratoire d'expérimentation sera la chaîne blindée procédé (CBP), succession d'enceintes

permettant d'enchaîner les opérations de réception d'échantillons de combustible, de cisailage, de dissolution-clarification, d'extraction et d'évacuation des déchets et des produits. Les équipements pour les opérations d'extraction par solvant en cours d'installation sont des colonnes pulsées, des colonnes compactes à effet Couette, de plus faible débit, des mélangeurs-décanteurs et des extracteurs centrifuges. Le choix des équipements est un point capital pour la phase de faisabilité technique. En effet, lors d'opérations industrielles, les solutions à traiter peuvent contenir des matières en suspension (solution de produits de fission) et les systèmes biphasés dégradés peuvent avoir un caractère émulsif. Les colonnes pulsées sont tolérantes à l'égard de ces deux phénomènes. Par ailleurs, il faut que les colonnes utilisées dans Atalante soient représentatives des colonnes pulsées industrielles, ce qui limite leur miniaturisation. Les colonnes à effet Couette ont un fonctionnement extrapolable à celui d'une colonne pulsée et sont donc transposables à une échelle industrielle. L'équipement de la CBP est en fin d'aménagement et en essais avec des solutions inactives. Toutes les analyses nécessaires au contrôle des procédés seront réalisées dans la chaîne blindée d'analyse (CBA) déjà en service depuis 2001.

La Commission attache une grande importance à la mise en service de la CBP dont l'autorisation est attendue prochainement pour un début d'exploitation au second semestre 2003. Dans cette hypothèse, le programme prévoit que les expériences seront achevées et que les principaux résultats seront disponibles pour fin 2004. Le rapport sur la faisabilité technique serait alors prêt pour mi-2005.

La tenue des molécules actives des solvants utilisés pour les extractions vis-à-vis de l'hydrolyse (dégradation par les solutions alcalines de régénération des solvants) et de la radiolyse (dégradation par les rayonnements ionisants) est un point clé de la possibilité d'appliquer ces procédés industriellement. Elle est testée dans la boucle MARCEL (Module Avancé de Radiolyse dans les Cycles d'Extraction – Lavages), installée en dehors d'Atalante ; elle comporte un irradiateur gamma au césium 137 et des extracteurs centrifuges pour reproduire en inactif les étapes communes à chaque procédé. Pour l'instant elle a permis de montrer que les performances du diamide du procédé Diamex sont insensibles à une hydrolyse de 200 heures.

Les expériences seront réalisées à une échelle significative, à partir de 60 l de solution nitrique résultant de la dissolution de 16 kg de combustibles usés UOX2 et UOX3 (taux de combustion entre 46 et 57 GWj.t⁻¹) à livrer en septembre 2003. Elles doivent s'étager selon le calendrier suivant : séparation du neptunium, fin 2003 – début 2004 et séparation de césium en 2003.

3.2.1. Séparation du neptunium

L'ajustement de la concentration en acide nitrique de solution de dissolution du procédé Purex doit être modifié pour permettre l'oxydation quasi totale du neptunium au degré d'oxydation six afin qu'il soit totalement co-extrait avec uranium et plutonium par le TBP. Le retour du neptunium en phase aqueuse ne pose pas de problème puisqu'il est déjà effectué à la Hague pour la partie de neptunium actuellement extraite. Sa ré-extraction avec le plutonium sera étudiée dans la perspective de son recyclage homogène avec le plutonium, ce qui est nouveau. Un taux de récupération supérieur à 99 % est visé.

3.2.2. Séparation de l'américium et du curium des produits de fission

Dans le rapport n° 8 la Commission a décrit le procédé initialement nommé « Paladin », qui consiste à séparer en une seule étape américium et curium des autres produits de fission. Ceci est réalisé de façon judicieuse par oppositions successives de phases aqueuses complexantes ou non (vis-à-vis de ces éléments ou des produits de fission) et de phases organiques à un ou deux extractants, un diamide et un acide alkylphosphorique. La réflexion du CEA s'est poursuivie sur ce procédé et quelques modifications ont été apportées afin de définir le procédé de référence de la faisabilité technique, désormais dénommé Diamex-Sanex. Le procédé a été étudié en 2002 avec succès (97 % de séparation), mais le CEA cherche à l'améliorer avec un autre acide alkylphosphorique. Les deux extractants actuels ont de bonnes performances de séparation actinides/lanthanides. En 2003 un essai en actif, sur solution simulée, contenant de l'américium et du curium, dans des colonnes de type Couette sera réalisé et la modélisation du procédé sera poursuivie compte tenu de l'acquisition de données complémentaires. Enfin, en 2004, la validation de l'ensemble du procédé, intégrant le recyclage du solvant, sera réalisée dans la CBP lors d'un essai de longue durée. Lors de la phase de fai-

sabilité scientifique des rendements de récupération de 99,9 % d'américium et de 99,7 % de curium ont été atteints, rendements qui restent des objectifs pour la faisabilité technique. En parallèle, l'endurance du solvant sera évaluée dans la boucle MARCEL en 2003 et 2004 et les études d'hydrolyse et de radiolyse seront poursuivies (influence mutuelle des deux extractants).

3.2.3 Séparation de l'américium du curium

Cette séparation sera réalisée à mieux que 99,9 % avec des facteurs de décontamination réciproque supérieur à 100 par extraction sélective de l'américium par le DMDOHEMA. Ce choix, en remplacement du procédé Sésame, difficile à contrôler, est fondé sur des expériences réalisées en 2002 à la fois en inactif et sur une solution reconstituée (cellule blindée C17 d'Atalante) dont les résultats étaient conformes à la modélisation initiale. Les tests sur la solution réelle issue de l'essai Diamex-Sanex de 2004 sont prévus pour fin 2004 dans la CBP.

3.2.4 Séparation du césium

Deux solvants à base de Calix R14 ou de CalixOctyl peuvent extraire le césium des solutions issues du procédé Diamex-Sanex. L'utilisation d'extracteurs centrifuges pour conduire les séparations a fait ses preuves, mais il convient de s'assurer que les procédés utilisant ces solvants peuvent aussi être mis en œuvre avec des colonnes pulsées (les colonnes industrielles pour séparer le césium devraient avoir un diamètre de 35 cm et 8 m de haut), comme des tests hydrodynamiques préliminaires le laissent penser. Ainsi en 2004 un des procédés (choix non encore fait) sera-t-il testé avec des colonnes de type Couette, nécessitant des volumes de phases aqueuse et organique moindres que les colonnes pulsées. Ces colonnes permettent aussi un bon comportement hydrodynamique des phases du système d'extraction, en cours de confirmation. La démonstration de la faisabilité technique, en 2003, comportera les études de dégradation/régénération des deux systèmes extractants et des études d'optimisation de schémas de procédé intégrant des mesures complémentaires de laboratoire.

3.2.5 Autres études

Les expériences prévues dans Atalante doivent être soutenues par d'autres essais qui ne nécessitent pas

d'être conduits en milieu très radioactif. En particulier la dégradation des solvants en présence d'autres éléments pouvant jouer un rôle catalytique, la destruction des complexants, le traitement des effluents, etc. restent au cœur des préoccupations du CEA. Le CEA doit aussi examiner si la dissolution du combustible est complète. En effet la perte de certains éléments à ce stade doit être compatible avec le souci de taux de récupération élevés. Il est à noter que le taux global de récupération de 99,9 % des éléments affiché dans plusieurs documents ne concerne que les éléments dissous.

Cette année la Commission n'a pas examiné l'avancement des recherches sur la séparation de l'iode et du technétium dont la faisabilité technique est pratiquement acquise, ni celles portant sur le comportement des autres produits de fission à vie longue dans le procédé Purex (voir rapport n° 8).

3.2.6 Faisabilité industrielle

La Commission a recommandé que des recherches soient conduites pour soutenir en 2006 un éventuel choix de la mise en œuvre pré-industrielle de la séparation poussée : conditionnement d'attente et entreposage de composés des éléments séparés, évaluation technique de l'intégration des appareillages spécifiques dans une installation industrielle. Le CEA étudie ces points, le second en relation avec Cogema, et considère maintenant qu'ils font partie intégrante de la démonstration de la faisabilité technique. L'étude d'une industrialisation de la séparation poussée, c'est-à-dire du passage de traitement de 15 kg de combustible à plusieurs tonnes nécessite qu'une stratégie de gestion de l'aval du cycle soit définie. L'étape d'étude en cours devrait déboucher sur une première esquisse d'atelier de séparation poussée en 2005 (avant-projet sommaire).

3.2.7 Avis de la Commission

La Commission considère que l'étape de démonstration de la séparation poussée repose sur des choix réalistes du CEA. Le programme expérimental repose désormais en large part sur l'exploitation de la « chaîne blindée procédé » d'Atalante, dont le calendrier est tendu. La confirmation des performances des procédés ne sera pas acquise avant mi-2005.

3.3. COMBUSTIBLES ET CIBLES POUR LA TRANSMUTATION

Lors de son précédent rapport, la CNE a largement commenté les recherches menées dans le domaine des combustibles et cibles destinés à la transmutation et le présent rapport ne reviendra pas sur un exposé général à leur sujet. Cette année, les recherches présentées à la Commission ont porté d'une part sur les matériaux, essentiellement des oxydes dont il est rendu compte dans l'évaluation des recherches du GdR Nomade (voir chapitre 6, § 6.2) et dans l'annexe 3 consacrée à l'ITU et, d'autre part, sur l'ensemble des programmes d'irradiation dans Phénix et dans les réacteurs HFR de Petten et BOR60 en Russie. Lors de l'audition du 2 avril 2003, le CEA a refait le point sur ces programmes d'irradiation et leur calendrier de réalisation. L'événement majeur de cette année est le redémarrage du réacteur Phénix qui reste l'outil d'irradiation indispensable pour valider les matériaux entrant dans la composition des combustibles et cibles de transmutation et mesurer leurs performances. Aussi, le CEA a-t-il été en mesure cette année de présenter à la Commission un calendrier détaillé des divers programmes d'irradiation sur Phénix.

Rappelons que d'ici la date probable d'arrêt définitif de Phénix en fin 2008, six cycles d'irradiation de 120 jours équivalents à pleine puissance (JEPP), soit environ 200 jours, ont été programmés. Les irradiations prévues à Phénix concernent six familles d'expériences qui ont pour but de tester le comportement sous flux de neutrons rapides (éventuellement modérés localement) d'aiguilles de divers matériaux (oxydes, alliages métalliques et nitrures) pour transmuter le technétium et l'américium. La liste et les objectifs de chacune de ces familles ainsi que leur déroulement détaillé sont indiqués respectivement aux tableaux 1 et 2 (source : CEA, audition du 2 avril 2003) et dans l'annexe 5.

La Commission note que, à part l'expérience FUTURIX, les irradiations programmées dans les années 90 à PHENIX étaient motivées par les recherches projetées sur SuperPhénix et sont donc relatives à la transmutation en RNR. La seule reliée à la transmutation en ADS d'actinides mineurs dans des combustibles ad hoc fortement chargés n'a été présentée que très tardivement cette année et n'est donc pas en phase avec le déroulement des 5^{ème} et 6^{ème} PCRD ; on n'est même pas assuré que d'ici 2005 cette expérience aura franchi avec succès l'étape de l'analyse de sûreté prévue avant son démarrage. À part l'expé-

Les six programmes d'irradiation utilisant Phénix		
Acronyme	Objectifs	Historique global ⁽¹⁾
PROFIL Expériences : PROFIL-R & -M	Mesure de données nucléaires pour la transmutation d'actinides et de produits de fission	1998- fin 2009
ANTICORPI	Etude de la transmutation du technétium métallique en RNR	1994- fin 2009
MATINA Expériences : MATINA 1A, 2 & 3	Etude du comportement sous irradiation de matrices inertes (métalliques, oxydes, nitrures) pour cibles de transmutation	1993- fin 2009
ECRIX CAMIX-COCHIX Expériences : ECRIX B & H CAMIX-COCHIX	Faisabilité technique de l'incinération de l'américium en mode hétérogène pour des taux de transmutation élevés dans un RNR	1998- fin 2009
METAPHIX Expériences : METAPHIX 1, 2 & 3	Etude du comportement sous irradiation de combustibles U-Pu-Zr en alliage métallique	1992- fin 2009
FUTURIX	Etude du comportement de combustibles (métalliques, oxydes, nitrures) fortement chargés en américium dans un spectre à neutrons rapides d'ADS	2003- après 2009
(1) Depuis le dossier de présentation jusqu'à la fin des analyses post-irradiation ; certaines expériences devraient aboutir plus tôt que la fin 2009 (voir le tableau 2)		

Tableau 1

rience MATINA1, qui concerne les matrices oxydes et dont les examens destructifs post irradiations auront été terminés pour 2005, les résultats de ces irradiations ne seront acquis que vers la fin de 2009, bien après l'échéance de 2005. À cette date la plupart de ces expériences seront en cours d'irradiation et on ne sait pas clairement ce qui pourra être annoncé quant aux choix faits pour la plupart d'entre eux en matière de conception et de fabrication. Les résultats concernant MATINA1A indiquent toutefois que la transmutation de l'américium semble possible sur support inerte d'oxyde de magnésium.

3.4. LA TRANSMUTATION ET LES SYSTÈMES HYBRIDES

Les recherches sur la transmutation et les systèmes hybrides menées au plan national, essentiellement dans le cadre du groupement de recherche GEDEPEON avec de nombreuses collaborations européennes sont structurées par le programme transmutation du 5^{ème} PCRD. Les diverses composantes sont discutées ci-après.

Les acteurs de la loi, CEA et CNRS, ont présenté l'état d'avancement de ces études lors de l'audition du 2 avril 2003 consacrée à la transmutation.

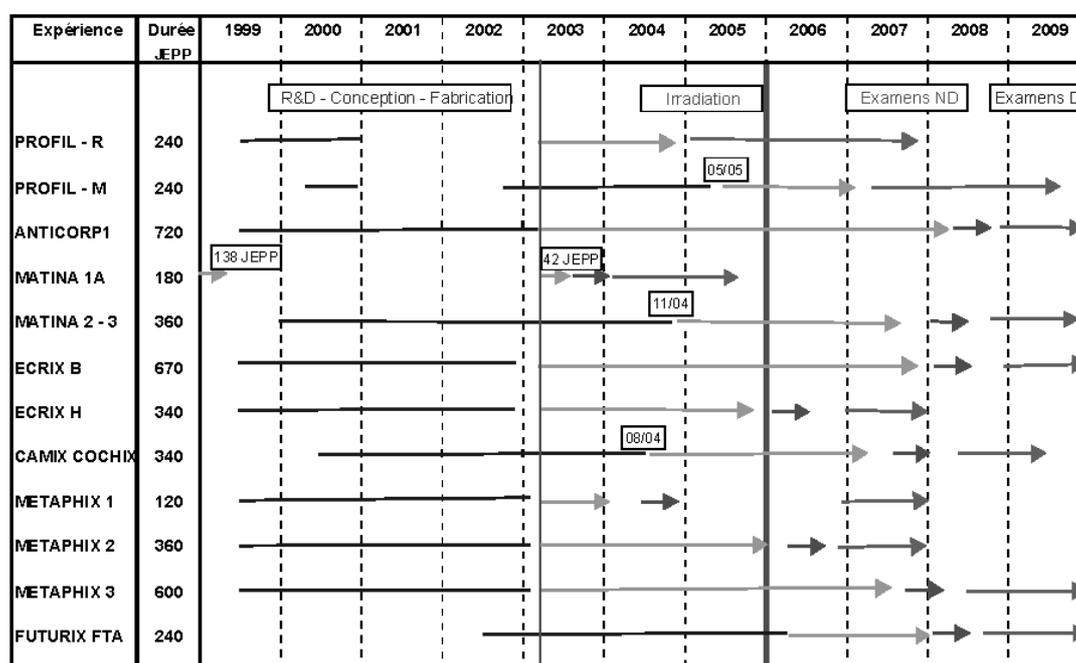


Tableau 2

Par ailleurs, la Commission a déjà évoqué les expériences d'irradiation réalisées à l'étranger, par exemple l'expérience EFFTRA (commencée en 1992) dans le réacteur HFR (neutrons thermiques) de Petten. L'une d'elles, EFFTRA T4 (1990-1999), a permis de montrer que l'on pouvait transmuter l'américium à plus de 90 % et que l'oxyde inerte choisi pour diluer cet élément n'était pas idéal (voir rapport n° 8). Les expériences se poursuivent à Petten avec un autre oxyde, l'oxyde de magnésium. Le CEA a également conduit des irradiations d'oxyde et de nitrure de plutonium en Russie (BOR 60) qui commencent à être dépouillées. Enfin, dans le cadre des 5^{ème} et 6^{ème} PCRD, divers combustibles plutonium - américium et thorium - plutonium seront irradiés dans HFR à Petten, dans les réacteurs allemand de Gundremmingen et suédois de Studsvik.

3.4.1. Le plan d'action CEA-CNRS à dix ans sur l'ADS

Au plan organisationnel, et en réponse à la demande de la Commission formulée dans son précédent rapport d'une initiative nationale vers les partenaires européens concernant le projet d'un démonstrateur, le CEA et le CNRS ont mis sur pied en 2002 un groupe de travail commun sur les systèmes hybrides. Un document de synthèse d'une dizaine de pages a été rédigé par ce groupe. Actuellement en cours de validation, il a été présenté à la Commission. Il y est rappelé le rôle spécifique des ADS pour l'incinération en spectre rapide des actinides mineurs dans un parc de réacteurs REP et éventuellement RNR. Un tel scénario dit à « double strate », dans lequel les ADS ne représentent que quelques pour-cent de la puissance totale du parc, vise à la stabilisation de l'inventaire des actinides mineurs, celle du pluto-

nium étant assurée par son multi-recyclage en REP (et/ou en RNR) selon un schéma présenté par le CEA l'an passé.

Mais, parallèlement, le démonstrateur d'un ADS incinérateur pourrait également jouer un rôle comme outil d'irradiation général à spectre rapide (comme le propose explicitement le projet MYRRHA, voir § 3.4.3) et pour l'étude expérimentale du contrôle et de la sûreté de nouveaux types de réacteurs.

Pour atteindre ces objectifs, le groupe commun CEA-CNRS a défini un plan d'action à 10 ans (2002-2012), avec l'important jalon de 2006 qui pourrait constituer la première étape de réalisation d'un démonstrateur de 100 MW_{th}. Ce plan d'action s'appuie sur les programmes Séparation-Transmutation des PCRD européens menés par les partenaires du réseau ADOPT (voir le tableau 3) et sur le programme TRADE initié par l'ENEA avec divers partenaires sur le réacteur TRIGA de Casaccia (Italie). Le calendrier prévu pour ce plan d'action à 10 ans (2002-2012) est représenté dans le tableau 3 qui donne les grandes étapes notamment au regard de l'échéance de 2006. Celles-ci doivent être complétées par une analyse plus fine du déroulement des sous-programmes dont l'aboutissement devrait concourir à une décision de s'engager ou non vers un démonstrateur européen de système hybride de 100 MW_{th}.

3.4.2 L'état des recherches sur les sous-ensembles d'un ADS

Pour la plupart, ces recherches sont menées en France dans le cadre du groupement de recherche GEDEPEON et sont structurées au plan européen dans les programmes récapitulés dans le tableau 4. Ils sont passés en revue dans ce qui suit.

1. Les études de données nucléaires concernent en premier lieu celles au-dessus de 20 MeV, spécifiques aux ADS (spallation, réactions secondaires) nécessaires pour valider les codes de transport et étendre au-delà de 20 MeV les banques de données nucléaires actuelles ; ces recherches sont en support plus particulièrement des études d'irradiation de matériaux (production de gaz H et He, créations de défauts). Les programmes menés auprès de divers accélérateurs (Louvain, Upssala, Groningue) sont en phase d'exploitation des données expérimentales acquises ces dernières années et dont la Commission a fait état dans ses précédents rapports. En second lieu, les études de données nucléaires en dessous de 20 MeV visent à améliorer la connaissance des sections efficaces en réacteur, critique ou non, d'interaction des neutrons avec certains radionucléides pertinents pour la transmutation des actinides mineurs ou pour la filière thorium. Les objectifs que l'on peut raisonnablement attendre d'ici 2006 ont été explicités lors de

Calendrier 2002-2012 des actions nationales, européennes et de TRADE (réf. Plan d'action CEA-CNRS et Rapport Final de faisabilité de TRADE (mars 2002))												
Année 2000 +	01	02	03	04	05	06	07	08	09	10	11	12
Calendrier des PCRD	5 ^{ème}		6 ^{ème}			7 ^{ème}						
Données nucléaires pour ADS	—	—	▶									
Cible MEGAPIE					—	—	▶					
Accélérateur IPHI 3 MeV	—	—	—	—	—	▶						
Physique des réacteurs MUSE	—	—	▶									
Séparation poussée, faisabilité technique		—	—	—	▶							
Programme FUTURIX à Phénix			—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
PDS-XADS		—	—	▶								
IP-ADOPT Séparation				—	—	▶						
IP-ADOPT Transmutation					—	—	▶					
TRADE Etude détaillée			—	▶								
TRADE Licensing et Construction			—	—	—	▶						
TRADE Premières expériences							—					
TRADE Opération à pleine puissance							—	—	▶			

Tableau 3

l'audition du 2 avril 2003, notamment la validation des nouvelles données en-dessous de 20 MeV pour leur utilisation dans les codes neutroniques. Un travail systématique et de grande qualité a été entrepris depuis plusieurs années sur ces thèmes dans un cadre européen (programmes HINDAS et n-TOF) et devrait se poursuivre au-delà de l'échéance de 2006. Compte tenu des résultats déjà obtenus et des outils de simulation existants, la Commission considère que ces études ne sont pas vraiment sur le chemin critique d'une décision en 2006 qui sera, pour une large part, fondée entre autres sur les résultats de nature technologique.

2. Le programme MEGAPIE vise à démontrer la faisabilité technique du fonctionnement d'une cible de spallation de 650 kW de puissance avec le faisceau de proton du cyclotron de PSI à Würenlingen (Suisse). La conception détaillée, l'analyse de sûreté et la construction devraient aboutir fin 2003, accusant un retard d'au moins six mois. Des simplifications ont été apportées aux infrastructures d'accueil à PSI ; c'est ainsi que l'on a renoncé à installer un système de vidange du Pb-Bi après la phase d'irradiation. Les premiers tests à 200 kW hors faisceau et la réception sont prévus ensuite en 2004, suivis d'une seule expérience d'irradiation proprement dite prévue pour 6 mois (à confirmer en 2003). Le programme MEGAPIE devrait se terminer en 2006-2007 avec les examens post-irradiation. La Commission apprécie l'important effort technique mené sur MEGAPIE et notamment le souci de tenir un calendrier. Elle regrette toutefois que l'on ne puisse pas, pour des raisons de calendrier et de budget, exploiter toutes les possibilités de l'installation, au-delà d'une campagne de six mois d'irradiation sans possibilité d'un examen approfondi de l'eutectique Pb-Bi après irradiation (absence de vidange).
3. S'agissant du sous-ensemble accélérateur, les actions de R&D en support à la conception d'un accélérateur linéaire de haute intensité portent d'une part sur la partie injection à basse énergie et d'autre part sur le développement de cavités accélératrices de type Spoke pour les sections d'énergie intermédiaire (de 5-10 MeV à 100 MeV). L'injection à basse énergie, la partie la plus délicate d'un accélérateur de haute intensité est étudiée dans le cadre du programme IPHI.

Bien que cet injecteur d'énergie 3 MeV et de 100 mA d'intensité soit développé pour le CERN, les objectifs liés à la problématique des ADS (fiabilité, tests de longue durée avec le minimum de coupures de faisceau) sont maintenus pour 2006. La source SILHI est opérationnelle depuis janvier 2003, la fabrication du RFQ toujours en phase de consultation et le dossier de sûreté ICPE finalisé. Un programme très détaillé fait apparaître un premier faisceau à 3 MeV vers mi-2005, l'ensemble des essais devant s'achever mi-2006. Par ailleurs, un premier prototype de cavité Spoke a été développé à Orsay. Les mesures effectuées en mai 2003 de tenue en tension de ces cavités indiquent que l'objectif pour l'ADS d'une capacité d'accélération de 7 MV/m sera confortablement atteint. La faisabilité d'un accélérateur de haute intensité pour un ADS sera vraisemblablement acquise à l'échéance 2006.

4. Après une longue phase d'étude en régime critique destinée à valider les outils de calcul, le premier couplage complet entre le générateur de neutrons GENEPI et le cœur de Masurca en configuration sous-critique (combustible MOX et refroidissement sodium) a été réalisé cette année avec succès. Après l'étude d'un cœur faiblement sous-critique ($k_{\text{eff}} = 0,995$), celle avec $k_{\text{eff}} = 0,97$ a démarré le 15 mars 2003. Le résultat le plus original concerne la mise au point d'une méthode utilisant la pulsation de la source de neutrons de GENEPI et sa modulation de fréquence pour la mesure du niveau de sous-criticité et de la fraction de neutrons retardés. Cette méthode apparaît particulièrement adaptée au pilotage d'un cœur sous-critique d'ADS en exploitation et au suivi en ligne de ces paramètres. Ces conclusions doivent être confirmées pour des configurations encore plus sous-critiques d'ici fin 2003, date à laquelle le programme MUSE doit s'arrêter. Il est prévu qu'au-delà, MUSE aura partiellement accès à l'installation Masurca pour un programme expérimental « léger » portant sur deux configurations sous-critiques dont une simulant un caloporteur plomb. La Commission ne peut que souligner l'intérêt qu'il y a de rentabiliser au maximum une telle installation qui a nécessité beaucoup d'efforts de développement depuis plusieurs années.

5. Le projet PDS-XADS est au cœur de l'action du 5^{ème} PCRD sur les ADS. Il a pour objet l'étude système de 3 concepts d'ADS, deux de 80 MW_{th} refroidis au plomb-bismuth ou au gaz, le troisième étant le projet MYRRHA proposé par le SCK-CEN (Belgique). La première année d'existence de PDS-XADS a été consacrée à la répartition des tâches entre les partenaires européens ainsi qu'à la définition des performances souhaitées et communes à chacun des trois concepts étudiés. Le choix de l'accélérateur linéaire a été acté et une première intégration à la cible de spallation et au réacteur étudiée. Par ailleurs, s'appuyant sur les expériences MUSE et sur des simulations, les résultats d'une première réflexion sur divers aspects, notamment liés à la sûreté ont été présentés à la Commission. Au stade actuel, il apparaît que pour des raisons liées à la sûreté il ne serait pas nécessaire de prévoir des barres d'arrêt d'urgence pour parer aux situations accidentelles en fonctionnement qui ont été répertoriées, dès lors que le niveau de puissance du réacteur est limité à 100 MW_{th} et le niveau de

sous-criticité suffisamment important (0.97 et 0.95 pour un caloporteur respectivement Pb-Bi et gaz). Un résultat important que l'équipe du projet PDS-XADS a obtenu porte sur la difficulté qu'il y aura de dépasser industriellement un niveau de puissance de 100 MW_{th}, en partie pour des raisons de sûreté. Si on devait l'augmenter pour tendre vers celui des réacteurs électrogènes actuels, il serait probablement nécessaire d'augmenter encore le niveau de sous-criticité et de recourir à des barres d'arrêt d'urgence ; mais il est peu probable qu'un tel niveau de puissance puisse être autorisé, en raison de l'augmentation des instabilités radiales de flux, difficiles et complexes à compenser, qui en résulteraient. Cette forte limitation devrait avoir un impact direct sur le niveau de puissance de l'accélérateur requis et sur la faisabilité technique et économique d'une stratégie double-strate.

L'ensemble de ces actions s'insère dans les programmes du 5^{ème} PCRD récapitulés au tableau 4.

Partie Transmutation (24 M€) du Programme Séparation-Transmutation (28 M€) du 5^{ème} PCRD					
Acronyme	Thème de recherche	Coordinateur	Nombre de partenaires	Durée (mois)	Financement de l'UE (M€)
Etudes de base					
MUSE	Expériences de Neutronique de cœur sous-critique.	CEA (France)	13	36	2.0
HINDAS	Données nucléaires à haute et moyenne énergie pour les ADS.	UCL (Belgique)	16	36	2.1
n-TOF-ND-ADS	Données nucléaires pour ADS par temps de vol de neutrons.	CERN	18	36	2.4
Soutien technologique					
SPIRE	Effets de l'Irradiation des aciers par Neutron et Proton	CEA (France)	10	48	2.3
TECLA	Matériaux et Thermo-hydraulique pour Pb-Bi.	ENEA (Italie)	16	36	2.5
MEGAPIE	Expérience Pilote sur cible de Spallation à 1 MW.	FZK (Allemagne)	16	36	2.43
Combustibles					
CONFIRM	Irradiation et Modélisation de combustibles nitrure sans Uranium.	KTH (Suède)	7	48	1.0
THORIUM CYCLE	Développement des cycles au Thorium pour REP et ADS.	NRG (Pays-Bas)	7	48	1.2
FUTURE	Combustibles pour la transmutation de transuraniens.	CEA (France)	10	36	1.7
Projets transverses					
ADOPT	Réseau thématique d'étude des Options Avancées de Séparation et Transmutation.	SCK.CEN (Belgique)	16	36	0.4
PDS-XADS	Etudes Préliminaires de Conception d'un ADS Expérimental.	Framatome (France)	26	36	6.0

Tableau 4

3.4.3. Le projet MYRRHA

Le projet MYRRHA est un ensemble complet d'ADS formé initialement d'un cyclotron à quatre secteurs séparés (350 MeV, 5 mA), d'une source de spallation à métal liquide sans fenêtre de séparation d'avec l'accélérateur et d'un réacteur sous-critique (50 MW_{th}, caloporteur Pb-Bi, combustible MOX). Il est étudié au SCK-CEN depuis 1999 et pourrait devenir le candidat au démonstrateur européen d'ADS. Les choix techniques ont été opérés en vue d'autres applications non seulement pour la transmutation (expériences liées à la sûreté des ADS, mesures de sections efficaces intégrales d'actinides mineurs et de certains produits de fission à vie longue) mais aussi comme outil d'irradiation souple et de production de radio-isotopes médicaux (des flux jusqu'à 3.10¹⁵ n/cm²/s sont visés grâce à l'absence de fenêtre). Aujourd'hui le projet MYRRHA mobilise de nombreuses collaborations européennes (y compris la Russie) et s'appuie sur les programmes de transmutation du 5^{ème} PCRD. Il souhaite s'intégrer au réseau ADOPT et faire partie de l'éventuel projet intégré du 6^{ème} PCRD. Les options techniques choisies sont conformes aux options de référence adoptées au plan européen, sauf sur deux points : le cyclotron et l'absence de fenêtre de séparation entre l'accélérateur et la cible de spallation. Le groupe de projet MYRRHA favorise maintenant la solution LINAC et reste ouvert à la proposition d'une cible de spallation avec fenêtre, sachant que ce serait au détriment de l'obtention de flux élevés de neutrons (on ne pourrait pas dépasser 10¹⁴ n/cm²/s environ). Un des atouts du projet MYRRHA pour devenir le démonstrateur européen est certainement sa structure en projet avec la prise en compte des aspects sûreté, ingénierie (par exemple la robotique) et infrastructures ainsi que l'implication de la direction du SCK-CEN et de son conseil d'administration (décision de soutien prise en ce sens en juin 2002). Un accord a été donné au réseau ADOPT pour faire de MYRRHA le démonstrateur européen et l'accueillir sur le site technique de Mol. Un planning détaillé prévoit une mise en service en 2012, la phase de la conception détaillée étant terminée mi-2007. Ce calendrier suppose qu'une décision d'aller de l'avant (avec son implication financière) soit prise mi-2004 à la fin de la phase d'extension de la conception préliminaire. Celle-ci a fait l'objet d'une revue internationale qui a conclu en juin 2002 à l'absence d'éléments rédhibitoires contre la poursuite du projet.

3.4.4. L'expérience TRADE de l'ENEA

L'expérience TRADE menée par l'ENEA à l'initiative de Carlo Rubbia et à laquelle participe le CEA consiste à coupler un accélérateur de protons à une cible de spallation installée dans la région centrale du cœur, rendu sous-critique, du réacteur TRIGA de Casaccia (Italie). L'objectif de cette expérience est de tester le fonctionnement d'un ADS à un niveau de puissance significatif c'est-à-dire en présence de contre-réactions thermiques, et ce à divers niveaux de sous-criticité (0.90 à 0.99). Le réacteur TRIGA à neutrons thermiques a une puissance de 1 MW_{th}. Cette expérience représente donc une étape intermédiaire entre MUSE et le démonstrateur à 100 MW_{th}, sans toutefois atteindre une totale représentativité, la cinétique des contre-réactions y étant très différente de celle obtenue en spectre rapide. La commission a eu connaissance du rapport final de faisabilité technique (mars 2002) mais non du programme expérimental détaillé prévu entre mi-2007 et 2009. L'injection des protons dans la cible de spallation choisie en tungstène est assurée par un cyclotron de 115 MeV, 1-2 mA. Le transport du faisceau de la sortie de l'accélérateur jusqu'au réacteur a été optimisé vis-à-vis de l'activation et de la radioprotection. À ce jour, le programme apparaît très tendu : conception détaillée (mi-2003-2004), expériences préliminaires dans TRIGA sous-critique avec source externe de neutrons (jusqu'à juin 2004), construction de l'accélérateur (2003-2006 ?), installation finale et tests de réception (après 2006), montée en pleine opération entre 2007 et 2009. L'ENEA attend un soutien du 6^{ème} PCRD dans le cadre du programme Transmutation.

3.4.5 Avis de la Commission

À plusieurs reprises, la Commission a insisté pour qu'à l'échéance de 2006 l'on dispose d'éléments substantiels permettant aux pouvoirs publics de prendre une décision quant à la suite à donner à l'axe 1. Selon les acteurs de la recherche, il semble aujourd'hui possible que le programme des études discutées ci-dessus, à part l'important programme sur les combustibles, aboutisse d'ici 2006 en phase avec la fin du 6^{ème} PCRD. La Commission en prend acte, mais elle remarque cependant que si certaines de ces études n'auront pas épuisé le sujet, elles devraient apporter suffisamment d'éléments pour une décision en 2006 sur la suite à donner à ces recherches.

D'une manière plus précise, le calendrier (tableau 5) pour le développement d'un démon-

trateur d'ADS, révisé par rapport à celui du TWG d'avril 2001, indique qu'en 2006 on serait en mesure de figer les options techniques nécessaires au démarrage de l'étude détaillée et du processus d'autorisation d'un démonstrateur. Notamment le choix entre les trois concepts étudiés par PDS-XADS, dont MYRRHA, devrait être fait.

Deux points essentiels concernent la puissance maximum d'un ADS industriel (100 MW_{th} ?) et le niveau de sous-criticité minimum que l'on peut admettre (0.95 ?) avec les incidences technico-économiques que ces contraintes entraîneraient pour la stratégie double-strate. Il reste à savoir, d'une manière plus prosaïque, si les résultats obtenus en 2006, notamment sur les sous-ensembles d'un ADS, seront suffisants pour décider de ces options techniques. Il en est ainsi par exemple de l'extrapolation des résultats de MEGAPIE à la cible du démonstrateur d'une puissance 20 fois plus élevée, du choix entre les cavités Spoke ou les DTL (Drift Tube Linac) pour l'équipement de la partie d'accélération moyenne énergie de l'accélérateur.

La Commission note qu'en tout état de cause la R & D se poursuivra bien au-delà. Enfin elle insiste fortement pour que des études de scénarios double-strate, dont la mise en œuvre industrielle n'interviendrait pas avant 2030 selon le planning ci-dessous (tableau 5), prennent bien en compte une telle date en vue d'une comparaison avec d'au-

tres stratégies fondées sur des réacteurs critiques, notamment sur ceux du futur.

3.5. LES RÉACTEURS DU FUTUR

Les réacteurs dits du futur ou de génération IV se distinguent des réacteurs actuels (génération III) ou de leur prolongement (génération III+, tels que l'EPR) par une rupture technologique, par des applications autres que la seule production d'électricité et par un cahier des charges très ambitieux portant sur quatre grandes préoccupations (économie des ressources, production faible de déchets ultimes à vie longue, robustesse vis-à-vis de la prolifération, compétitivité en termes de coût).

À l'initiative du DOE des États-Unis, un forum international « Generation IV » (GIF : Generation IV International Forum) a été constitué en juillet 2001 sur un mode informel de cooptation entre des institutions de dix pays, dont la France. Après plus d'un an de réflexion, le GIF a proposé une liste de six types de réacteurs de 4^{ème} génération susceptibles d'être déployés après 2030.

Pour sa part, la Commission se tient informée des réflexions et propositions émanant du GIF dans la mesure où ces réacteurs intègrent au niveau de leur conception et du cycle associé la problématique de la minimisation des corps à vie longue dans déchets ultimes. C'est ainsi que le CEA a fait

Planning révisé (2002) du TWG pour le développement d'un démonstrateur d'ADS et pour la technologie de transmutation associée en Europe																												
Année 2000+	0		03	04	05	06	07	08	09	10	1				15	20	25	3		45								
	01	2									11	12	13	14				0	45									
	5 ^{ème} PCRD		6 ^{ème} PCRD				7 ^{ème} PCRD																					
ADS (Phase 1)																												
R et D																												
Choix d'options																												
Design et Licensing																												
Construction																												
Essais basse puissance																												
Essais forte puissance																												
Exploitation																												
ADT (Phase 2)																												
Conversion																												
Exploitation																												
Proto type																												
Déploiement industriel																												

Tableau 5

devant la Commission un exposé informatif, sans débat, sur ces nouveaux types de réacteurs, lors de l'audition du 3 février 2003. Au plan concret des recherches actuelles que la Commission évalue, celles relatives aux réacteurs à haute température, et aux réacteurs à sels fondus associés à la filière thorium, qui figurent dans la liste dressée par le GIF, sont analysées avec les activités du groupement de recherche GEDEPEON.

3.6. LES ACTIVITÉS DU GROUPEMENT DE RECHERCHE GEDEPEON

Les activités du GDR GEDEON portent pour la période 2000-2004 sur les mêmes thèmes qu'auparavant, c'est-à-dire les recherches de base liées aux ADS et, plus récemment, sur les réacteurs du futur. Le sigle de GEDEON a ainsi été modifié à partir de 2002 en GEDEPEON pour tenir compte de cette nouvelle thématique abordée sous l'angle spécifique de la production d'énergie et destruction des déchets à vie longue. Le point des travaux sur la thématique des ADS se confond avec ce qui est exposé au § 3.4.2, puisqu'il y a recouvrement avec les travaux menés dans le cadre des programmes cadre européens. Par contre, les études de scénarios sont revues ci-dessous. Deux types de scénarios ont été présentés lors de l'audition du 16 octobre 2002. Celui à double strate en uranium/plutonium et celui concernant le thorium et les réacteurs à sels fondus (RSF).

1. Un scénario double strate qui décrit le « métabolisme » des matières nucléaires et des déchets dans un parc de réacteurs électrogènes constitués de REP, qui seraient aussi utilisés pour le multirecyclage du plutonium, et de réacteurs dédiés à l'incinération des actinides mineurs produits par les REP et par eux-mêmes. Ces réacteurs dédiés sont des réacteurs

à neutrons rapides sous-critiques (ADS) ou critiques. Portant sur le calcul des flux de matières, ce scénario double strate conclut, sous certaines hypothèses, à des réductions de plus d'un facteur 100 des quantités d'actinides envoyés aux déchets. Il fait partie des cinq scénarios considérés dans l'importante étude comparative menée par un groupe de travail de l'AEN de l'OCDE (op.cit.).

2. Le cycle thorium (voir l'annexe 4) et les réacteurs à sels fondus (RSF) sont activement étudiés par le CNRS dans le cadre de GEDEPEON (étude du système RSF, mesures de données expérimentales). Rappelons qu'un cycle de thorium associé à ce type de réacteur est iso-générateur en neutrons thermiques. Il possède des atouts importants en terme d'économie de matière fissile U-233 (un réacteur thermique a besoin d'un faible inventaire, environ dix fois moins qu'un réacteur rapide) et en terme de radiotoxicité à vie longue engendrée (réduite d'environ un facteur 50 par rapport à la filière U/Pu). Ces deux propriétés essentielles satisfont aux critères du cahier des charges du GIF et font de cette filière un bon candidat pour un déploiement significatif du nucléaire dans le contexte dit du développement durable. Cette filière n'a pas été développée industriellement.

Un des problèmes qui se posent est celui du démarrage de cette nouvelle filière qui utilise un isotope fissile de l'uranium, U-233, inexistant à l'état naturel. Il faut le fabriquer à partir de l'irradiation du Th-232, soit sous forme de MOX Th/Pu dans des REP, soit en couverture dans des RNR. Ces scénarios de transition des REP actuels vers les RSF sont à l'étude dans le cadre de GEDEPEON et ont déjà fait l'objet d'une thèse (A. Nuttin, Grenoble).

Chapitre 4

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

4.1. STRATÉGIE ET PROGRAMME DES RECHERCHES SUR LE STOCKAGE

L'objectif fixé par la loi est d'étudier les possibilités de stockage réversible ou irréversible en formation géologique profonde. Pour y parvenir, l'Andra conduit deux projets d'importance inégale. Le premier (projet HAVL-Argile) porte sur le milieu argileux ; les recherches s'appuient notamment sur le laboratoire souterrain de Bure, ou d'autres laboratoires souterrains étrangers (à Mont Terri - Suisse - et à Mol - Belgique -) ; les recherches comprennent aussi des travaux en laboratoires de surface, sur échantillons. L'Andra affecte à ce projet une majeure partie de ses moyens. Le second projet (HAVL-Granite) comprend les études et les travaux expérimentaux sur le milieu granitique ; les recherches s'appuient principalement sur les expériences conduites dans des laboratoires souterrains étrangers (canadien - Lac du Bonnet - suisse - Grimsel - et suédois - Äspö). L'organisation des projets HAVL et les recherches à conduire sont décrites dans le document « Stratégie et programmes des recherches 2003-2006 ».

De septembre 2002 à avril 2003, les seuls rapports principaux d'études remis par l'Andra à la Commission sont le « Bilan des études et travaux 2001 » et le dossier « 2002 Granite », où l'Agence présente l'état de ses études relatives à ce milieu géologique. De plus, au cours d'auditions, l'Andra a présenté :

- les options de base de ses études de projet (2002-2005) ;
- le programme - refondu, en raison de la suspension pendant une année du creusement des puits à Bure - des expériences à effectuer dans le laboratoire souterrain ;
- et l'état de la modélisation des phénomènes susceptibles de se produire dans un dépôt géologique souterrain et autour de ce dépôt.

Pour l'échéance 2006 l'Andra doit produire, en 2005, des dossiers réunissant l'ensemble des

connaissances permettant d'évaluer les possibilités de stockage. À ce moment-là, des éléments convaincants sur les caractéristiques d'une formation géologique argileuse (celle dont l'Andra effectue la reconnaissance à Bure) et sur la façon dont pourraient y être agencées les installations d'un dépôt (concept de stockage) devraient être réunis. Les études de l'Andra sur les possibilités de stockage dans le granite, ne pouvant s'appuyer sur un laboratoire souterrain dans un granite français, ne pourront pas être prises en considération à l'égal des études sur les possibilités de stockage dans la formation argileuse de Bure.

4.2. CONCEPTS DE STOCKAGE

L'Andra a, de façon très complète, présenté à la Commission le 19 décembre 2002 sa démarche pour confirmer certains des concepts de stockage déjà envisagés dans le dossier 2001 Argile ou bien pour en choisir d'autres. Les colis de déchets primaires envisagés pour un stockage sont ceux inscrits au modèle d'inventaire de dimensionnement (MID) qui est la version révisée du modèle d'inventaire préliminaire (MIP). Il s'est agi pour l'Andra de choisir, pour chaque concept, à la fois des conteneurs pour constituer les colis de stockage à partir des colis de déchets primaires et des installations de stockage pour ces derniers colis. Celles-ci sont constituées d'alvéoles de stockage réunies en modules et des galeries d'accès à ces alvéoles. Ces concepts modulaires permettent une gestion spécifique à chaque catégorie de déchets et limitent ainsi les interactions thermiques et chimiques entre elles. En outre, cela simplifie évidemment la compréhension du comportement et de l'évolution du stockage. Ces concepts serviront de référence pour le dossier 2005 destiné à évaluer la possibilité d'un éventuel stockage dans l'argilite de Bure. L'Andra a justifié le choix de ces concepts de plusieurs points de vue. La Commission se limite dans ce rapport à l'examen des aspects scientifiques et techniques (réversibilité, possibilité de réalisation industrielle) de ces concepts, décrits dans l'annexe A à ce chapitre.

Avis de la Commission sur les concepts de stockage

La Commission constate que l'Andra a considérablement réduit le nombre des variantes de concepts préliminaires retenus en 1999. Ceux-ci ont servi à étudier les différentes problématiques imbriquées associées à la réalisation d'une installation de stockage géologique dans l'argilite. L'année 2002 a permis un changement de portée des études en allant vers des solutions plus concrètes. La Commission considère que les concepts retenus aujourd'hui par l'Andra sont fondés sur une réflexion sérieuse et complète, tenant compte soit des connaissances actuelles, soit d'hypothèses qui devraient être confirmées dans un avenir proche. Ils peuvent servir à l'optimisation de solutions industrialisables à développer au-delà de 2006 si le choix d'une poursuite des études vers un stockage géologique dans l'argilite est fait. D'ici là, il reste à faire des études pour clarifier certains points, comme la formulation du béton des colis de stockage des déchets B, ou des études d'ingénierie pour vérifier que certaines des dispositions techniques avancées sont bien réalisables, comme la mise en place de la barrière ouvragée dans les galeries horizontales contenant des colis. Par ailleurs, l'Andra doit encore éclairer des choix, comme la nécessité ou non d'une barrière ouvragée pour les colis de stockage des déchets vitrifiés, voire d'un conteneur spécial. On comprend que ces choix ont une incidence sensible sur les coûts. Les concepts de l'Andra s'appliquent à l'ensemble des colis primaires prévisibles et paraissent robustes par rapport aux incertitudes existantes.

4.3. MODÉLISATION DU STOCKAGE

Position du problème

Alors que la phase finale du programme de recherches voulu par le législateur s'engage, il apparaît nécessaire que les moyens de simulation pour les calculs de sûreté du site de Bure soient prêts dès le début de l'année 2004.

Sur la phase thermique de refroidissement et sur la dispersion des radionucléides sur le long terme, les simulations donnent de nombreux renseignements pratiquement impossibles à obtenir autrement puisque l'expérimentation de très longue durée est évidemment impossible.

Pour la phase thermique, alors que les variations hydrologiques dans le « champ lointain » sont

négligeables, une étude numérique de la zone dite du « champ proche » au voisinage des colis devrait être suffisante pour estimer l'évolution de la température dans les galeries et évaluer, sur les premiers millénaires, l'étendue de la zone de désaturation/resaturation et des changements thermiques qui, selon certains calculs, peuvent entraîner une élévation de température significative au voisinage de la surface, sur le site.

Sur le très long terme, le problème est de suivre le transport des radionucléides et de calculer leur concentration dans l'eau revenant à la surface, soit naturellement soit par puisage. Un modèle dit de champ lointain permet de négliger les phénomènes transitoires et de considérer de grandes échelles de temps, en prenant comme conditions aux limites les résultats de la simulation du champ proche.

Ces deux problèmes sont très complexes car multiphénomènes et multi-échelles ; la qualité des simulations dépendra de la modélisation, de la bonne connaissance des grandeurs physico-chimiques et de l'analyse numérique.

Sur le plan de la modélisation, les acteurs de la loi - le CEA tout particulièrement - ont fait un travail important. Il reste toutefois de nombreux points durs comme la modélisation des termes sources (dus à la lixiviation du verre, par exemple), la diffusion dans les roches très peu perméables comme l'argile, etc. Mais, d'une manière générale, la modélisation est en avance sur la simulation numérique dans la mesure où il semble qu'on ne disposera pas, pour le rapport 2005, du temps nécessaire pour intégrer tous les modèles et sous-modèles du problème, qui pourront seulement être étudiés séparément.

Retenir parmi tous les phénomènes ceux qui sont dominants pour la simulation est un exercice difficile qui devrait normalement s'accompagner d'une vérification *a posteriori*, c'est-à-dire d'un calcul auxiliaire incluant le phénomène négligé, au moins sans tenir compte des rétroactions. Mais il est probable que le temps manquera pour de tels exercices qui devront donc être effectués après 2006. De même, la validation des calculs devrait s'appuyer sur de nombreuses comparaisons expérimentales partielles *in situ*.

Pour le champ proche, il faudra faire les calculs numériques sur un modèle tridimensionnel en thermo-hydraulique ou mieux thermo-hydro-méca-

nique car les effets de l'élévation de température notamment sur la zone endommagée (EDZ) et sur la désaturation ne sont sûrement pas négligeables.

Pour le champ lointain, les exercices de comparaison de codes « Couplex » menés par l'Andra ont montré que le choix de la méthode numérique est important, idéalement une méthode mixte, en tout cas une méthode conservative et monotone est nécessaire. Il semble aussi important de ne pas négliger la géochimie des radionucléides et ceci rend la simulation beaucoup plus coûteuse en temps-calcul. Enfin une modélisation fine des termes sources et de la zone endommagée paraît nécessaire, cette dernière devant normalement être traitée par un modèle à double porosité.

Les avancées présentées à la Commission en 2002/2003

Suite au dossier « 2001 Argile », l'Andra est engagée dans une phase de formulation des hypothèses, de choix des modèles, de perfectionnement des outils de calcul et d'expression des données pour mener à bien les simulations prévues en 2004.

En modélisation, un couplage du code de transport Castem avec le module de géochimie PhreeqC a été effectué au CEA et les effets de ce couplage sur les coefficients de distribution K_d équivalents ont été étudiés. Une simulation thermo-hydro-mécanique a été effectuée avec Castem. Une étude numérique sur le comportement des verres a été faite et, sur ce sujet, mentionnons le projet du GdR Paris pour affiner la modélisation des termes sources (avec essais de simulation *ab initio* pour la lixiviation) et mettre en évidence la complexité du problème et les incertitudes qui restent à réduire. Il a été noté par ailleurs que la simulation est une aide importante pour l'amélioration des possibilités d'interprétation des résultats des méthodes sismiques. Enfin plusieurs essais préliminaires de modélisation de la zone endommagée (EDZ) ont été présentés ; ils mettent en évidence l'importance potentielle de cette zone du point de vue de la sûreté.

En 2002, les capacités et les limites des logiciels Porflow et Castem ont été évaluées par l'Andra. Ces études sont rendues quelque peu caduques par les développements récents de la plate-forme Alliances qui intègre Porflow et Castem.

Avis de la Commission

Malgré l'effort notable du CEA sur la plate-forme

Alliances en 2002/2003 (voir chapitre 2, § 2.6), l'ampleur de la tâche et les faibles délais disponibles laissent penser que le temps va manquer pour effectuer des simulations au mieux des techniques disponibles aujourd'hui, et qu'elles ne se feront que sur des systèmes simplifiés et/ou avec les outils disponibles, cités au § 2.6. Cependant ces simulations seront peut-être appropriées, compte tenu du faible nombre de données et de leurs incertitudes, qui pourrait résulter du retard de la réalisation des expériences en laboratoire souterrain.

En tout état de cause, la Commission suggère de maintenir les objectifs initiaux de qualité et de prévoir, même si cela signifie que certains résultats ne pourront être acquis pour 2006, des simulations thermo-hydro-mécaniques du champ proche et du champ lointain avec les meilleurs outils numériques pour la convection-diffusion, comprenant une prise en compte des réactions géochimiques et des variations de la saturation en eau dans le champ proche.

Parmi les améliorations nécessaires à bref délai, la Commission relève la modélisation fine de la zone endommagée et la validation des termes-sources en relation avec leur environnement (voir chapitre 5, § 5.2).

Les possibilités du calcul inverse devront aussi rester présentes à l'esprit de manière à coupler les mesures *in situ* et les simulations.

Enfin, la validation des outils de calcul est un problème de grande importance, non vraiment résolu mais sur lequel le CEA et l'Andra travaillent activement ; une duplication de certains calculs chez des contractants extérieurs, en recourant à des méthodes et des moyens de calcul différents, devrait être éventuellement envisagée.

4.4. BILAN DES ÉTUDES ET TRAVAUX 2001

Le bilan des études et travaux de l'Andra sur les « Recherches pour le stockage des déchets radioactifs HAVL » conduites en 2001 a été communiqué à la Commission en juin 2002 et présenté formellement à la Commission le 3 octobre 2002. Comme l'an passé, cette présentation a été l'occasion d'examiner plus à fond quelques recherches particulières (rétention de radionucléides et modélisation d'expériences prévues dans le laboratoire souterrain). La Commission a déjà dit tout l'intérêt

qu'elle porte à ce bilan annuel qui montre l'avancement des études s'inscrivant dans l'axe 2 de la loi. Ces études sont conduites dans le cadre de collaborations pluridisciplinaires avec une large communauté scientifique (partenariats pour les thèses ou soutien aux GdR ou contrats pour les prestations commandées). Le document Bilan présente les acquis 2001 en huit chapitres avec références aux documents primaires. Ils sont structurés comme l'an dernier en sections donnant une analyse des travaux réalisés (objectifs et résultats saillants), une mise en perspective des recherches (tableaux synoptiques) et une présentation de type « article scientifique » de certains résultats particuliers (fiches). Les chapitres concernent : les colis, le milieu géologique, le stockage dans son environnement, le transport et la migration des éléments chimiques, les reconstructions paléo-environnementales et climatiques, avec une projection dans le futur, le laboratoire souterrain de Bure, les recherches sur le granite et la modélisation. On trouve aussi dans le Bilan 2001 la liste des publications correspondant à cette année.

Cette organisation est cohérente (excepté pour le milieu granitique) avec l'analyse phénoménologique des situations de stockage qui est le fil directeur du développement des recherches de l'Andra pour son projet HAVL. Elle est aussi cohérente avec l'organisation de la partie « référentiel des connaissances » du dossier 2001 Argile (divisé en sous-référentiels colis, milieu géologique, matériaux, biosphère et environnement) qui a été diffusé dès décembre 2001. En effet, on trouve énoncés dans ces documents, sous des appellations parfois différentes, les mêmes objectifs de recherche destinés à soutenir la présentation fin 2005 d'un dossier de faisabilité d'un stockage sur le site de Bure. À cet égard, le dossier « 2001 Argile » a été un exercice de mise en forme de la synthèse des connaissances et d'application d'une méthodologie pour une analyse de sûreté. En juillet 2001, l'Andra a signé un contrat quadriennal avec ses autorités de tutelle (ministères chargés de l'industrie, de la recherche et de l'environnement) qui définit objectifs, priorités, échéances et moyens de cette Agence pour ses trois missions : industrielle, de recherche et d'information. Les recherches de l'Andra présentées dans le Bilan 2001 s'inscrivent dans le cadre défini pour sa mission de recherche qui comporte cinq points : conduire des projets de recherche finalisés en s'appuyant sur une démarche scientifique de haut

niveau, contribuer à la structuration des recherches grâce à son rôle d'agence de programmes, renforcer la coordination entre les axes de la loi, exploiter les laboratoires souterrains et accroître l'effort de diffusion des résultats scientifiques.

Le président du Conseil scientifique de l'Andra a communiqué à la Commission l'avis du Conseil scientifique sur le Bilan 2001. Les remarques de la Commission sur la majorité des recherches présentées dans le Bilan 2001 ont déjà été données pour l'essentiel dans son rapport n° 8. La Commission n'a donc à exprimer que quelques commentaires à propos des différents domaines de recherche qu'elle n'a pas examinés dans son rapport n° 8, commentaires qui sont donnés ci-dessous et dans l'annexe D au présent chapitre.

Colis

La Commission n'a examiné l'an dernier ni les recherches sur la caractérisation des colis de déchets primaires produits, en cours de production ou prévus, ni celles sur leurs mécanismes de dégradation (modèles de relâchement des radionucléides). Le Bilan 2001 fait un point rapide sur ces aspects. Les dossiers de connaissances, du ressort des exploitants, n'ont guère avancé en 2001. Il reste beaucoup à faire. Pour le comportement phénoménologique des matrices de conditionnement de type verre nucléaire (R7T7, AVM, Piver) et des boues bitumées, ainsi que pour celui de l'oxyde d'uranium des combustibles usés, il s'est agi d'analyses de résultats de programmes en cours. Ils ont confirmé les acquis antérieurs. Les modèles opérationnels (MOP) verre (modèle V(t)), bitume et combustible (issu du programme PRECCI) ont été complétés, voire améliorés. Ainsi l'Andra a pu utiliser des valeurs consolidées pour le dossier 2001 Argile. La Commission fait le point sur les colis verre au chapitre 5 (audition du 19 mars 2003). Elle examinera ultérieurement le cas des autres matrices.

Le milieu géologique et l'évolution du climat

L'analyse de sûreté d'un stockage géologique profond doit prendre en compte l'évolution de l'environnement et des climats sur plusieurs centaines de millénaires, parce que celle-ci conditionne la biosphère, les pratiques agricoles et le cycle des eaux continentales. Pour aborder ce problème complexe, l'Andra coordonne le programme européen BIOCLIM, ce qui l'assure de la coopération des meilleures équipes européennes. Ce programme devrait lui permettre de disposer à l'échéance de

2005 de représentations raisonnables de l'évolution du climat et de la végétation à l'échelle régionale au cours des prochaines centaines de millénaires et de pouvoir évaluer l'impact sur l'homme d'une éventuelle contamination aux exutoires dans divers contextes climatiques.

Le stockage dans son environnement

C'est un chapitre important dans le Bilan 2001 qui recouvre l'endommagement (mécanique, hydro-mécanique et chimique) des argilites du site de l'Est et l'évolution des matériaux (cimentaires, argileux et métalliques) sous diverses agressions, deux aspects qui complètent les connaissances dont l'Andra a fait état dans le Référentiel matériaux dont la Commission a rendu compte dans le rapport n° 8. Sur ces points de nombreuses fiches rapportent les résultats acquis lors de thèses. L'année 2001 a ainsi permis de capitaliser de nombreuses données.

Transport-migration depuis le stockage jusqu'à la biosphère et à l'homme

Le regroupement des études de migration des éléments dans les différents milieux existant entre les colis de déchets et l'homme dans un éventuel stockage à Bure (barrières ouvragées, divers scellements des alvéoles, galeries et puits, argilites du Callovo-Oxfordien, formations encaissantes de la couche d'argile, biosphère) est tout à fait logique et montre la cohérence et la finalité des recherches. La Commission a examiné antérieurement ces étapes de façon séparée. Elle constate que l'année 2001 a vu l'achèvement du programme « chimie des actinides » (1999-2001) qui a permis de compléter les connaissances sur les points clés du comportement de ces éléments (solubilité, hydrolyse, formation de complexes notamment carbonatés, colloïdes) et de finaliser la base de données thermodynamiques Andra adaptée aux calculs qu'elle doit conduire. Il en est de même du programme de rétention des radionucléides à vie longue sur une bentonite (MX 80) ou sur des matériaux cimentaires. Enfin l'aspect diffusion dans des matériaux de barrières ouvragées est examiné. Les résultats sur la rétention et la diffusion s'accumulent, mais aucune conclusion définitive ne peut être encore tirée.

La migration des radionucléides dans l'argilite de Bure (diffusion-rétention) est au cœur de la problématique de confinement d'un stockage. Elle reçoit beaucoup d'attention et, en 2001, des expé-

riences de diffusion sur échantillons en laboratoire, préparatoires à l'expérimentation *in situ* dans le laboratoire de Bure (expérience DIR) ont été réalisées avec l'iode et le césium. Si du point de vue opérationnel l'utilisation de valeurs de K_d est acceptable pour mesurer la rétention des radionucléides, encore faut-il que ces valeurs soient réalistes. Cela demande de très nombreuses déterminations avec un contrôle rigoureux des conditions expérimentales. L'Andra a lancé un programme de mesure de K_d sur échantillons d'argile issus de carottages. La compréhension de la migration passe par l'aspect microscopique des phénomènes à l'échelle de l'espace poral et interfoliaire des argilites. Des tentatives d'explications sont faites dans ce sens et doivent être poursuivies. Par ailleurs il est crucial de pouvoir comprendre, s'il y en a, les effets d'échelle de la migration (passage du laboratoire à la couche hôte). Cet aspect est aussi couvert par des expériences au Mont Terri en Suisse (expérience DI).

Les transferts de fluides et des solutés au sein des installations de stockage sont étudiés par modélisation sur la base des différences de perméabilité entre les matériaux sains et entre zones saines et endommagées. Il s'agit aussi bien de la re-saturation du stockage que, par la suite, de la migration des radionucléides. Ces problèmes font l'objet de nombreuses simulations qui ont notamment permis à l'Andra de montrer le rôle capital du scellement des puits et des galeries dans le confinement à long terme.

Le transport des solutés en dehors de la roche hôte, dans les aquifères inférieurs et supérieurs, est lié au modèle hydrogéologique sur lequel la Commission a fait des commentaires dans le rapport n° 8. En 2003, l'Andra a entrepris la réalisation de sept forages hydrogéologiques dont les travaux ont actuellement commencé, pour renforcer la connaissance locale de l'hydrogéologie. Ces nouvelles données permettront de rendre plus réaliste et moins incertain le modèle hydrogéologique du site qui est utilisé pour l'analyse de sûreté.

Les mesures de transferts sols-plantes dépendent des conditions physico-chimiques des éléments mais aussi des microorganismes. On sait que l'Andra est très active dans ces domaines (voir rapport n° 8). En 2001 de nombreux résultats ont été acquis et des synthèses bibliographiques d'orientation des recherches ont été réalisées. Le dossier 2001 Argile en a beaucoup bénéficié. Le programme se poursuit

intensément. Un point très intéressant est abordé dans le Bilan 2001, celui de la protection radiologique de l'environnement en tant que tel. D'autres champs de recherches de l'Andra en 2001 sont exposés dans l'annexe D à ce chapitre.

Avis de la Commission sur le Bilan des Études et Travaux 2001

La présentation globale des recherches telle qu'elle apparaît dans le Bilan des Études et Travaux 2001 permet de comparer les avancées de connaissances dans différents domaines scientifiques liés à l'évaluation de faisabilité et de la démonstration de la sûreté d'un éventuel stockage géologique profond à Bure, d'en apprécier la cohérence et de vérifier comment l'Andra coordonne les actions à mener et sa capacité à analyser l'avancement des recherches.

L'examen du chapitre Publications montre une nette progression des publications dans les revues internationales à comité de lecture en 2001 par rapport à l'an passé. La Commission a toujours souligné l'importance qu'elle attache à ce que ce nombre augmente, car c'est un indicateur de la qualité des recherches et cela assoit la crédibilité des conclusions sur lesquelles l'Andra appuie ses dossiers. Cette augmentation est un élément positif et la Commission encourage l'Andra à poursuivre dans cette voie. Elle note également que la politique de financement de thèses engagée en 1998 porte ses fruits (33 thèses en cours en 2001). Enfin ces publications montrent que la collaboration avec la communauté scientifique est réelle.

En conclusion, le Bilan des Études et Travaux 2001 de l'Andra est un document solide. Il confirme que l'activité de recherche de cette Agence est soutenue, que des résultats de qualité sont obtenus. La Commission considère comme l'an passé que le Bilan annuel devrait aussi mentionner la répartition des moyens humains et financiers affectés à chaque domaine de recherche. Cet indicateur supplémentaire permettrait d'apprécier la hiérarchisation des recherches.

La Commission attire l'attention de l'Andra sur l'intérêt qu'il y aurait à préserver dans ses documents traitant de la recherche un plan de rédaction pour les présentations dans chaque domaine montrant clairement d'une part les acquis et, d'autre part, ce qu'il reste à faire.

Lors du Congrès international organisé par l'Andra à Reims « *Clays in natural and engineered barriers for radioactive waste confinement* », l'Andra a présenté les résultats actualisés de nombre des recherches rapportées dans le Bilan 2001 (voir en Annexe 2 le compte rendu de ce congrès).

4.5. RÉALISATION DU LABORATOIRE SOUTERRAIN DE BURE ET PROGRAMME DES RECHERCHES EN LABORATOIRE SOUTERRAIN

Un laboratoire souterrain est indispensable à l'étude des possibilités de stockage des déchets HA/MAVL dans une formation géologique donnée. L'Andra conduit la construction d'un tel laboratoire dans la formation d'argilite du Callovo-Oxfordien, relativement homogène, située entre 420 et 530 mètres de profondeur environ près du village de Bure dans la Meuse. Sa construction a été autorisée par décret à la suite de l'examen d'un programme de reconnaissance conduit depuis la surface du sol. Ce programme s'est poursuivi depuis par des investigations complémentaires. Un volume important d'informations a été rassemblé. Le creusement de deux puits d'accès à la formation a commencé au cours de l'été 2000. Après une première interruption due à un accident grave, le creusement a été arrêté à 228 mètres de profondeur le 15 mai 2002 à la suite d'un accident mortel. Il a repris le 30 avril 2003. Il est donc certain que l'accès à la formation géologique, au niveau visé, ne sera pas obtenu avant la deuxième moitié de 2004 ou le début de 2005, laissant en tout état de cause un délai très court par rapport à l'échéance de 2006 pour le creusement de galeries, pour les observations et pour la conduite d'expérimentations.

Les enseignements tirés d'un laboratoire souterrain résultent : des investigations conduites depuis la surface (géophysique, forages permettant de prélever des carottes, d'effectuer des mesures, de mener certains essais) ; des observations réalisées dans les puits et les galeries permettant l'accès direct aux formations souterraines ; des expérimentations spécifiques conduites à partir de ces puits et galeries. Pour ces dernières, plusieurs années de fonctionnement du laboratoire sont nécessaires à la réalisation itérative d'essais et de modélisations.

Ainsi, les expériences au sein de la formation salifère du WIPP aux États-Unis ont duré plus de 15 ans et celles en cours au site de Yucca Mountain ont débuté

dans les années 80. En Belgique, le laboratoire souterrain du site de Mol est en fonctionnement depuis 1983. En Suède, les laboratoires souterrains de recherches à Stripa et à Äspö ont été exploités chacun pendant plus de 10 ans. Il en va de même au Canada, où le laboratoire souterrain du Lac du Bonnet est exploité depuis 1989, ou en Suisse, où les laboratoires de Grimsel et de Mont Terri ont été exploités depuis 1983 et 1996, respectivement.

L'Andra prévoyait au début de 2001 que les expériences en galerie commenceraient pendant l'année 2002. Compte tenu des retards successifs, les observations et le programme d'expérimentations depuis le fond ne pourront commencer que fin 2004 au plus tôt. Ils ne bénéficieront donc pas, avant l'échéance de 2006, du temps qui eût été souhaitable pour réaliser le programme initial.

Le dossier de synthèse « 2001 Argile » a permis d'identifier des priorités de recherche :

- mécanismes de relâchement à long terme des radionucléides,
- zone endommagée,
- caractérisation des eaux interstitielles,
- transport et rétention des radionucléides dans la couche hôte,
- caractérisation de possibles discontinuités de la couche hôte,
- modélisation hydrogéologique des formations encaissantes,
- modèles de transfert des radionucléides dans la biosphère,

priorités pour lesquelles, sauf la première et la dernière, le laboratoire souterrain constitue un instrument essentiel d'analyse.

La situation créée par les retards pris dans l'exécution des travaux a conduit l'Andra à réexaminer profondément le programme scientifique découlant des priorités énoncées. Il s'est agi d'un effort considérable, visant à effectuer des choix en conservant une cohérence scientifique d'ensemble sous la contrainte d'un calendrier extrêmement resserré. Plusieurs essais prévus dans le dossier « 2001 Argile » ont dû être reportés au-delà de 2006. La stratégie retenue par l'Andra comporte la mise en oeuvre de trois volets :

- (i) Les travaux réalisés dans le laboratoire proprement dit : suivi géologique complet dans le puits principal ; renforcement des expériences (géochimie, diffusion, zone endommagée) prévues à partir de la niche ménagée dans le puits principal dans la couche d'argilite, mais vers son sommet, au-dessus des galeries prévues à la cote d'un éventuel stockage, au centre de la couche ; réalisation à partir du puits auxiliaire d'une première galerie expérimentale de longueur modeste (de l'ordre de quelques dizaines de mètres) à la cote du centre de la couche permettant la reconnaissance de la formation par sondage horizontal sur une distance significative (centaines de mètres) et la collecte de données mécaniques et de perméabilité ; une expérience de clé d'ancrage.
- (ii) Les travaux réalisés depuis la surface : forages de secteur, à but de reconnaissance et de caractérisation hydrogéologique, dans la formation, dans les niveaux encaissants et le cas échéant à l'aplomb d'anomalies. On peut en attendre une image plausible de l'hydrogéologie. La Commission avait fait valoir l'intérêt qu'elle attachait, compte tenu du retard pris dans le creusement des galeries, à la réalisation depuis la surface du sol de forages déviés permettant de reconnaître l'homogénéité et l'absence de fractures conductrices dans la formation hôte sur une extension horizontale suffisante. L'arrêt du chantier pendant toute la période couverte par le présent rapport renforce la Commission dans sa conviction : de tels forages pourraient s'avérer être, en 2006, une source majeure d'informations. L'Andra s'engage dans cette voie.
- (iii) Les travaux réalisés dans le laboratoire du Mont Terri, en Suisse, dans une formation présentant des analogies avec la formation étudiée à Bure, et qui concernent la diffusion, la géochimie, les phénomènes thermiques et la clé d'ancrage visant à interrompre la continuité de la zone endommagée. Ces essais, décrits ci-dessous, font l'objet de commentaires ci-après et dans le paragraphe 4.8 (« Collaborations internationales de l'Andra »).

Travaux expérimentaux dans le laboratoire souterrain

Ces travaux comportent notamment :

1. Essais dans la niche

Le décret autorisant l'installation du laboratoire souterrain prévoit de réaliser dans le puits principal une niche expérimentale destinée à y faire des mesures d'endommagement du puits lors de la poursuite de son creusement (expérimentation dite REP). Cette niche sera située à 445 m, au sommet de la formation argileuse du Callovo-Oxfordien dans un niveau plus carbonaté que le niveau des galeries. La construction de la niche et la mise en place des expériences conduiront nécessairement à un délai supplémentaire quant à l'arrivée du puits principal à la cote finale visée dans la formation (490 m). L'Andra a choisi, dans son programme expérimental révisé, non seulement de maintenir cette niche et cette expérience, en confiant au puits auxiliaire la mission d'atteindre la formation hôte en premier, mais aussi d'y développer deux expériences nouvelles : une expérience de diffusion, et des mesures de perméabilité et de géochimie. L'argumentaire développé est multiple :

- la mesure de l'endommagement dû au creusement du puits est d'une très grande importance dans l'étude de la faisabilité d'un stockage, dans la mesure où l'Andra a déjà montré l'importance de la zone endommagée dans les transferts potentiels d'éléments en solution. Il était donc nécessaire de maintenir cette expérimentation. L'Andra y a ajouté des mesures renforcées de convergence de la galerie de la niche ;
- la présence de la niche dans la formation hôte permet d'y réaliser une expérience, initialement prévue seulement dans les galeries construites au fond du puits, de migration de traceur (eau tritiée) dans la roche, dont les mécanismes devront être précisés. On attend de la décision d'utiliser la niche pour cet essai la possibilité de commencer une telle expérience plus tôt. En revanche, la composition minéralogique de la roche y sera un peu différente ;
- associées à cette expérience de diffusion, des mesures de perméabilité et de géochimie des fluides peuvent simultanément être réalisées, sans ralentir les travaux.

La Commission approuve cette décision, et considère que la mesure de l'endommagement de la roche par les travaux et les expériences de diffusion figurent parmi les points les plus importants à étudier dans le laboratoire souterrain, avec la présence ou l'absence de fissures conductrices.

2. Mesures dans les premières galeries au fond du puits auxiliaire

L'expérience majeure qui est prévue par l'Andra dans les galeries du fond (niveau -490 m) est une caractérisation de la zone endommagée (EDZ) et un essai mécanique pour l'interrompre. Les calculs préliminaires de sûreté de l'Andra de 2001 ont montré l'importance de l'EDZ dans le confinement des déchets au sein de la couche d'argile. La caractérisation de l'EDZ (extension, perméabilité...) au sein de la formation hôte est donc essentielle et l'Andra s'est attachée à mettre en œuvre les moyens pour le faire. Mais l'expérience la plus ambitieuse programmée dans les galeries de fond est la tentative de création d'un serrement qui permette d'interrompre l'EDZ. Le principe de ce serrement est de creuser une saignée étroite dans un plan perpendiculaire à l'axe de la galerie, sur une épaisseur supérieure à celle de l'EDZ, avec l'espoir de ne pas créer une nouvelle zone fortement endommagée au voisinage de la saignée. Cette saignée serait ensuite remplie d'une argile gonflante qui, en se dilatant, constituerait une zone très peu perméable et rétablirait dans la zone endommagée une contrainte sur laquelle l'Andra compte pour fermer les fissures créées par l'excavation. Cette hypothèse sera partiellement testée par un essai prévu à Mont Terri. Cependant, comme le temps de gonflement de l'argile est relativement long, il est prévu à Bure, pour pallier le manque de temps, de remplacer l'argile gonflante par un vérin plat mis en place dans la saignée, qui sera gonflé instantanément par un fluide et exercera sur la zone endommagée une contrainte similaire à celle qu'aurait exercée l'argile gonflante. Une série de forages de part et d'autre de cette saignée permettra de mesurer la perméabilité de la zone endommagée ainsi « réparée », et donc de déterminer si l'EDZ est bien interrompue. Il restera à éprouver après 2006 l'efficacité d'ensemble de ce système à l'aide de traceurs.

La Commission partage la préoccupation de l'Andra d'acquiescer au plus tôt des informations sur le comportement *in situ* de l'EDZ, mais souhaite que la justification de l'essai proposé lui soit présentée.

3. Expériences au Mont Terri

L'Andra a renforcé, comme on l'a dit, sa participation au programme expérimental du Mont Terri, comme la Commission l'avait suggéré dans son rapport n° 8. Cet effort viendra conforter les expé-

riences qui devront être réalisées à Bure, dans le délai réduit disponible, du fait des retards sur le calendrier de réalisation des puits et des contraintes de calendrier. La place que peuvent prendre les expériences du Mont Terri dans la caractérisation des propriétés de confinement des argilites de Bure mérite que l'on s'y attarde un instant. Même si les deux roches ont des propriétés physiques et géochimiques voisines, les observations et expériences faites au Mont Terri ne sont pas directement transposables pour permettre une qualification des argiles de Bure. Il est clair que l'expérience acquise au Mont Terri dans la conduite des essais, dans le dimensionnement des équipements, dans le choix des protocoles, peut faire gagner un temps précieux lors de la mise en place des mêmes expériences à Bure. L'Andra espère aussi tirer de ces expérimentations au Mont Terri des indications sur la tendance de certains phénomènes, notamment la manière dont certains paramètres changent lorsqu'on passe des mesures sur échantillons en laboratoire de surface aux mesures en place. Ces indications seront évidemment préférables à l'absence de toute information préalable pour extrapoler les résultats acquis à Bure ; mais il est certain que les lois de changement d'échelles dépendent elles-mêmes des propriétés des matériaux. Transposer n'est pas prouver, c'est formuler une hypothèse explicite, qui permet d'aboutir à des résultats. L'hypothèse de transposition des types de comportement proposée par l'Andra, malgré ses limites, permettra de tirer des conclusions plus fondées que ne l'auraient permis les seules expériences disponibles à Bure, compte tenu de leur trop faible durée. Mais il sera néanmoins nécessaire de venir contrôler la validité de cette hypothèse en prolongeant, après 2006, les expériences trop brèves menées à Bure, si la décision est prise de pousser plus avant la caractérisation de ce site.

Commentaires sur le programme expérimental révisé

La Commission considère que le programme révisé par l'Andra, compte tenu des limites étroites fixées par les contraintes de calendrier, est bien conforme aux priorités retenues en conclusion du «dossier 2001 Argile» et en respecte la cohérence. Elle attire l'attention sur les tensions créées par le retard du programme de creusement :

- i) Plutôt que la démonstration de la faisabilité d'un stockage dans la formation du Callovo-Oxfordien, le programme risque de n'établir
- ii) La reconnaissance, sur une extension horizontale suffisante, de l'absence de fractures conductrices au sein de la formation hôte, la réalisation et l'interprétation des essais prévus, conduits depuis la niche, l'observation du comportement d'une galerie souterraine et de sa zone endommagée pendant plusieurs mois, l'expérience d'interruption de l'EDZ, une première appréciation des propriétés physiques et géochimiques mesurées sur des échantillons de taille importante, constituent les résultats minimaux sans lesquels il serait difficile de tirer des conclusions utiles.
- iii) Les contraintes de calendrier risquent de faire apparaître certaines contradictions au sein du programme scientifique prévu. La Commission a relevé que le programme initial de suivi géologique dans le puits auxiliaire avait été allégé pour permettre un accès en temps voulu à la formation hôte, au risque de perdre des informations utiles quant à la continuité horizontale de propriétés des formations géologiques. S'il apparaissait que l'objectif d'accès en temps voulu à la formation hôte entraînait en contradiction avec l'objectif de qualité des travaux scientifiques, ces derniers devraient être, de l'avis de la Commission, privilégiés.
- iv) L'Andra a renforcé à très juste titre son programme expérimental dans le laboratoire du Mont Terri. On peut en attendre des leçons utiles au plan des outils et des méthodes, des gains de temps dans les essais conduits à Bure, et des enseignements généraux fructueux sur le comportement en place des argilites. On disposera ainsi pour certains phénomènes d'estimations raisonnables, qu'il faudra encadrer d'incertitudes assez larges. Néanmoins la transposition des résultats d'un site à l'autre a des limites ; elle ne peut se faire de manière fondée que lorsqu'on dispose de connaissances avancées et équivalentes dans les deux sites, situation qui n'est pas encore atteinte dans toutes les disciplines scientifiques concernées par le programme.
- v) L'étude des propriétés et du comportement de la zone de roche endommagée, dite EDZ, est un

des objectifs majeurs des travaux en laboratoire souterrain. En effet, cette zone endommagée qui se développera à la paroi des galeries et des puits d'un stockage profond peut être d'une conductivité hydraulique telle qu'elle pourrait constituer un court-circuit de la barrière géologique. L'étude de l'EDZ sera engagée dès le fonçage du puits principal (expérience REP), et devrait durer autant que le laboratoire dans son ensemble. L'étude de l'EDZ comprend aussi la recherche des moyens de l'interrompre au droit des ouvrages de scellement. La Commission rappelle, dans l'annexe E à ce chapitre, l'importance de cette étude, ses objectifs et les moyens nécessaires.

Avis de la commission

On peut attendre qu'en 2006 une première estimation des capacités de confinement de l'argilite du Callovo-Oxfordien du secteur de Meuse-Haute Marne ait été faite si les travaux de fonçage des puits et d'expérimentations suivent le calendrier prévu. Cependant, la réalisation de plusieurs forages dirigés dans l'argile à partir de la surface constituerait une assurance précieuse de résultats. Compte tenu des aléas des travaux miniers, elle pourrait constituer en 2006 la principale source d'informations quant à la continuité et l'homogénéité de la couche-hôte. La Commission la recommande instamment. Le dossier 2005 devrait contenir au minimum des données sur l'homogénéité de la roche et l'absence, ou non, de fractures conductrices dans la couche, des mesures physiques et géochimiques faites sur des échantillons de taille importante prélevés directement dans la couche, ainsi que des données sur la zone endommagée par les travaux miniers et des premiers essais de diffusion *in situ*. Il pourrait alors permettre aux pouvoirs publics de prendre ou non la décision de sélectionner cette roche et de lancer le projet de qualification du site de stockage, ce qui implique notamment de reconnaître la roche hôte sur une grande étendue, bien au-delà de la zone reconnue par puits et galeries d'ici 2005. Les expériences de diffusion n'auront duré que de six à dix-huit mois et ne fourniront que des données entachées de larges incertitudes car les traceurs seront à peine sortis de la zone endommagée par la mise en place des expériences. Les travaux de qualification en vue de l'implantation d'un éventuel stockage devront donc être menés après 2006 pour étendre en profondeur la reconnaissance par galeries, étudier leur comportement mécanique sur

le long terme et poursuivre les expériences de migration *in situ* pendant plusieurs années, afin de s'assurer du bon confinement des radionucléides qui seraient déposés.

4.6. GdR FORPRO

Le CNRS et l'Andra ont créé le GdR FORPRO pour développer les recherches amont sur les formations géologiques profondes susceptibles d'accueillir un éventuel stockage de déchets radioactifs. Ce GdR qui fonctionne depuis le début de l'année 1998 s'est maintenant focalisé sur les roches argileuses, et tout particulièrement celles du Callovo-Oxfordien de Bure, après avoir conduit plusieurs études fondamentales sur le milieu granitique.

Les thèmes de recherche du GdR concernent le transfert de soluté dans les roches profondes et le rôle de la diagenèse, l'origine et les mécanismes de régulation de la composition chimique des eaux, les perturbations mécaniques, thermiques et chimiques, l'évolution du champ de contrainte, la géophysique en champ proche et la modélisation. Pour mener à bien ce programme, les efforts de rapprochement dans le cadre d'ateliers communs avec les autres GdR du Programme PACE du CNRS sont vivement encouragés. En particulier, le domaine de la migration des radionucléides qui recouvre chimie, géochimie et hydrologie devrait bénéficier d'un travail en commun de FORPRO et de PARIS, voire de MOMAS. L'Andra, de son côté, a attribué en 2003 trois bourses de thèse aux équipes de FORPRO.

Les expériences prévues sur le site de Bure et la mise en place d'un Observatoire Interdisciplinaire d'étude de la zone endommagée (EDZ) constituent des initiatives prometteuses de collaboration entre sédimentologues, structuralistes, mécaniciens des roches, géochimistes et géophysiciens sur des problèmes dont l'importance est considérable pour une bonne évaluation des propriétés du site. Suite au décalage du planning du laboratoire de recherche souterrain de Bure, le programme envisagé par le GdR FORPRO est en cours de révision et c'est l'ensemble des études associées à l'observation de la Zone Endommagée qui subira des réorientations souvent importantes, avec le report après 2006 de plusieurs expériences prévues et une diminution sensible du temps consacré aux observations, à la mise en place de dispositifs expérimentaux et à la récupération d'échantillons. La

Commission est consciente de la nécessité de cette réorientation des programmes mais elle recommande que la mise en place et le suivi des expériences prévues, notamment dans la niche, soient réalisés avec toutes les précautions nécessaires à un plein succès scientifique, même s'il était nécessaire d'y consacrer une partie significative du temps de travail expérimental, particulièrement précieux d'ici 2005.

Le Comité national de la recherche scientifique évaluera, fin 2003, la qualité des résultats acquis par le GdR FORPRO, où se retrouvent chercheurs, universitaires et ingénieurs travaillant sur le stockage géologique des déchets nucléaires. Pour sa part, la Commission souligne l'importance de ce GdR en tant qu'entité d'échanges entre tous les acteurs participant aux recherches de l'axe 2 de la loi de 1991.

En conclusion, les actions menées dans le cadre de FORPRO sont bien structurées et doivent conduire à l'acquisition de données permettant une compréhension en profondeur de l'histoire géologique et du comportement tectonique, mécanique et géochimique des argilites du Callovo-Oxfordien du site de Bure. Des publications dans des revues internationales témoignent déjà de la qualité des travaux effectués et contribuent à les valoriser au plus haut niveau international. L'Andra, dont le soutien à FORPRO est reconnu, devra veiller à ce que les contraintes imposées par le retard dans le fonçage des puits ne brisent pas l'élan qui a été donné au cours des années précédentes et ne la privent pas d'un corpus de données qui devraient être particulièrement utile pour caractériser le site de Bure dans le rapport qui sera remis au Gouvernement et au Parlement en 2005.

4.7. DOSSIER 2002 GRANITE

En décembre 2002, l'Andra a publié le « Dossier 2002 Granite », qui fait, dans le même esprit que le « Dossier 2001 Argile », le point sur les connaissances rassemblées aujourd'hui par l'Andra sur le granite.

Il faut rappeler ici la décision du gouvernement, le 9 décembre 1998, de charger l'Andra de construire le laboratoire souterrain de Bure, et parallèlement d'identifier en France des sites potentiels de construction d'un second laboratoire souterrain dans le granite. On se souvient également du processus de

recherche d'un site acceptable, confié à la Mission Granite formée en 1999 à la suite d'un premier inventaire réalisé par l'Andra et qui avait conduit à envisager quinze sites dans le Massif central et en Bretagne comme potentiellement favorables. La Mission Granite concluait en juillet 2000 à la très grande difficulté d'obtenir un consensus local ou régional sur une quelconque étude d'un site potentiel de laboratoire parmi les sites envisagés. Le Gouvernement a alors chargé l'Andra, le 27 juillet 2000, de poursuivre des recherches sur deux sites géologiques différents, conformément à la loi de 1991. Le dossier « 2002 Granite » est la relation des recherches effectuées, et préfigure ce que pourra être, en 2005, le rapport que remettra l'Andra au Gouvernement sur les roches granitiques.

D'une façon générale, le dossier « 2002 Granite » fait une riche synthèse des connaissances disponibles et essaie de tirer de cette synthèse des enseignements sur la faisabilité, en France, de la construction d'un stockage de type HAVL dans un massif granitique français. Le rapport de l'Andra n'est pas en mesure, on s'en doute, de conclure aujourd'hui sur ce point, mais il montre la démarche scientifique suivie qui servira de base aux conclusions qui seront développées en 2005.

Sans anticiper sur cette conclusion, le dossier de 2005 pourrait établir deux ensembles de résultats :

- i) Propriétés des granites étudiés à l'étranger à partir de laboratoires souterrains, concepts de stockage proposés à l'étranger, outils de reconnaissance et expériences utilisés dans les pays étrangers pour caractériser le milieu granitique. Il faut noter cependant que les études de projets de stockage dans ces pays concernent uniquement, pour le moment, le stockage de combustibles usés.
- ii) Faculté, ou non, de transposer en France les études étrangères, ou possibilité de développer un concept de stockage spécifique aux propriétés escomptées des granites français.

Une discussion sur le dossier « 2002 Granite » est donnée en annexe B à ce chapitre.

Avis de la Commission sur le dossier « 2002 Granite »

La Commission recommande à l'Andra, dans le dossier à présenter en 2005, de bien comparer les conditions de fracturation des granites français et

étrangers ainsi que leurs conditions d'exutoire, de porter un regard sur des conteneurs adaptés à ces concepts, c'est-à-dire d'une durée de vie de l'ordre de la centaine de milliers d'années, pour les verres et les déchets B, comme elle l'a fait pour les combustibles usés, pour lesquels l'Andra a repris le concept de conteneur en cuivre, développé par les Suédois.

Il serait bon également de justifier que les concepts de fracturation « grande, moyenne, petite » avec la possibilité de délimiter des « blocs sains », en excluant la présence de toute fracture « moyenne » à une distance de moins de quelques dizaines de mètres des ouvrages construits, ont pu être validés sur les laboratoires souterrains étrangers, puisque ces concepts constituent la base de la réflexion de l'Andra.

Le Dossier 2002 Granite comporte une analyse typologique de bonne qualité des granites français, obtenue à partir des renseignements disponibles en archives, une présentation des options de sûreté pour la conception du stockage puis trois propositions de concepts de stockage, pour les verres, les combustibles usés, les déchets B, fondées sur la notion de « bloc sain ». Une description des coopérations établies par l'Andra avec ses partenaires étrangers est donnée, avec les travaux en cours dans les laboratoires souterrains étrangers, et enfin un programme de travail pour les analyses à faire d'ici 2005. Ces recherches devraient permettre à l'Andra de préparer pour 2005 un rapport qui donnera des éléments génériques sur les granites français et permettra aux pouvoirs publics de décider, s'il y a lieu, de poursuivre cette voie de recherche en France, ou de l'abandonner.

4.8. COLLABORATIONS INTERNATIONALES DE L'ANDRA

Les recherches sur le stockage géologique se développent dans un cadre international où sont débattues les thématiques scientifiques et techniques et la mise en place des collaborations. L'Andra en est partie prenante depuis longtemps. Elle a présenté à la Commission le 4 décembre 2002 un panorama très complet de ses collaborations : passé, présent et avenir. Les collaborations de l'Andra sont nombreuses et ne peuvent pas être détaillées dans ce rapport. Ce qui importe à la Commission est d'apprécier comment les résultats et les enseignements d'un travail collectif multi-partenarial, soit direct

par l'intermédiaire de partenaires choisis par l'Andra, soit sous l'égide des organisations internationales comme la Commission européenne (qui gère les PCRD), l'OCDE-AEN ou l'AIEA, sont intégrés dans les projets HAVL-Argile et HAVL-Granite de l'Andra. Autrement dit, la politique de coopération affichée par l'Andra a-t-elle une incidence sur le déroulement des recherches de l'axe 2 de la loi, au-delà de la mise en commun incontournable des instruments lourds que sont les laboratoires souterrains ? C'est ce à quoi la Commission s'attache dans ce qui suit. Elle n'examine pas les collaborations relevant des analyses de sûreté.

D'une façon générale, ces coopérations (bi- ou multi-latérales) conduisent pour l'Andra au partage des connaissances dans tous les domaines clés de la recherche à couvrir pour un stockage, à la préparation et au suivi des expériences dans les laboratoires de surface (ceux du Groupement de laboratoires de l'Andra et ceux des GdR) et dans le laboratoire souterrain de Bure. Elles prennent toute leur importance dans le cas du projet HAVL-Granite car, en l'absence d'un laboratoire souterrain dans le granite sur le territoire français, elles donnent à l'Andra la seule possibilité d'acquérir des données *in situ* dans cette roche. Ces coopérations permettent de confronter des scientifiques de l'Andra aux pratiques étrangères et, en recevant des scientifiques étrangers, l'Andra bénéficie d'une expertise extérieure. Un point particulier des collaborations de l'Andra doit être mentionné ici, car il touche à l'organisation de l'Europe en matière de recherche sur le stockage. L'Andra participe dans le cadre du 5^{ème} PCRD-Euratom à une dizaine de programmes et en pilote trois. Elle a exprimé son intérêt pour le lancement de quatre « Projets intégrés » du 6^{ème} PCRD Euratom et son souhait pour en diriger un s'il était retenu (voir ci-dessous). L'Andra a mis en place de nombreuses réunions internationales (groupes de travail, exercices d'intercomparaison et congrès) très suivies par la communauté scientifique et elle participe directement à des groupes de travail internationaux.

Les collaborations passées ont permis d'établir dès le début de 2001 des coopérations nouvelles autour du programme expérimental du laboratoire de Bure. À ce jour, plusieurs organismes européens envisagent de participer aux expériences dans le Laboratoire de Bure (mise en œuvre, suivi et modélisation). Mais pour l'Andra le plus important aujourd'hui est de collaborer aux expériences du

Mont Terri en Suisse pour l'argile, puis à celles de Aspö (Suède) et de Grimsel (Suisse) et de Finlande pour le granite.

Les travaux expérimentaux ainsi entrepris par l'Andra en collaboration avec des scientifiques étrangers, notamment en laboratoires souterrains, sont présentés dans l'annexe C à ce chapitre.

Avis de la Commission sur les participations de l'Andra à des programmes internationaux

La Commission considère que la participation de l'Andra dans les nombreuses collaborations internationales centrées sur le stockage géologique des déchets radioactifs est réelle et que l'Andra met à profit les résultats et les enseignements qu'elle en retire pour faire avancer les travaux qu'elle pilote. Les résultats sont à différents niveaux : résultats scientifiques proprement dits, mise au point des appareillages de mesure et technologie de construction d'ouvrages des installations de stockage. Les enseignements portent sur la méthodologie des études pour en assurer la cohérence en réglant les échanges d'informations. Ceux-ci permettent d'éviter des redondances dans les programmes et de définir des approches scientifiques communes. L'Andra pour sa part assure la coordination de plusieurs projets internationaux. Enfin l'Andra

bénéficie, à travers ses collaborations, d'un réseau de laboratoires souterrains pour réaliser ses programmes de recherche et développement.

La Commission est particulièrement sensible au fait que l'Andra ait renforcé sa participation aux travaux du Mont Terri afin de préparer dans les meilleures conditions les expériences dans le laboratoire de Bure. Cela permettra de tester des dispositifs expérimentaux, de vérifier les connaissances existantes sur l'argilite et d'acquérir des données scientifiques nouvelles. Cette participation est aussi l'occasion de renforcer les liens de l'Andra avec ses partenaires scientifiques français (GdR FORPRO, CEA).

Il est clair que l'Andra a inscrit son action dans le contexte international. Au-delà de l'apport scientifique qu'elle en retire, elle est informée des orientations des politiques de gestion des déchets radioactifs tant au niveau de chaque pays qu'à celui de l'Union européenne.

Enfin, la Commission se réjouit qu'une commission internationale, sous les auspices de l'OCDE, ait été appelée à examiner le dossier « 2001 Argile » à la demande du Gouvernement. Elle en attend l'avis.

Annexe A au Chapitre 4

Concepts de stockage

L'objectif de l'Andra est de choisir, pour chaque type de colis, un concept simple, robuste et compact prenant en compte une gestion par étapes des colis et des installations (réversibilité). Pour cela une analyse multi-critères avantages-inconvénients a été conduite. Elle a permis de définir pour les alvéoles de stockage une géométrie adaptée à la mise en place des colis de stockage, la nécessité ou non d'une barrière ouvragée entre ces colis et l'argilite et les principes d'une fermeture de l'alvéole prenant en compte la possibilité de réversibilité et de fermeture du stockage. Concernant les colis de stockage, l'analyse a porté sur leur définition et leur réalisation au regard de leur manutention et de leur rôle durant la phase thermique du stockage, dans les cas appropriés (déchets HAVL vitrifiés et combustibles usés). Les critères examinés pour évaluer simplicité, robustesse et compacité ont été nombreux : connaissances des comportements des matériaux au regard des phénomènes thermiques, hydrauliques, mécaniques et chimiques, paramètres géotechniques et géochimiques caractérisant l'argilite, transfert et mise en place des colis de stockage, prise en compte des phénomènes identifiés dans l'analyse phénoménologique des situations de stockage (APSS) déjà conduite par l'Andra et des connaissances actuelles du comportement de certains composants d'un stockage fondées sur le retour d'expérience de travaux réalisés à l'étranger. L'Andra a souligné que des évolutions d'ores et déjà identifiées se feront d'ici 2005.

Colis de déchets vitrifiés (figure 1)

Le concept repose sur des alvéoles de stockage horizontales borgnes et chemisées, réalisées et exploitées à partir de galeries de manutention. L'entrée de chaque alvéole peut recevoir un bouchon à base d'argile gonflante pour assurer une fermeture hydraulique et une garde physico-chimique. La longueur des alvéoles (décamétrique) et le nombre de colis en dépôt (de longueur métrique) seront optimisés pour que la température au contact avec l'argilite reste inférieure à 90 °C. Pour l'instant, il existe deux options quant à l'interposition d'une barrière ouvragée en argile gonflante (éventuellement avec additif) entre le colis de stockage et l'argilite. Le choix reposera essentiellement sur la possibilité ou non de lever les incertitudes actuelles sur les propriétés de confinement de l'argilite perturbée par l'excavation de l'alvéole puis soumise à des sollicitations thermiques et mécaniques sur une longue durée. Si ces incertitudes ne pouvaient être réduites, la bentonite assurerait la maîtrise de l'environnement physico-chimique proche des

colis de stockage. Le diamètre des alvéoles dans le cas d'une barrière ouvragée est de 2,5 mètres contre 0,6 mètre en son absence. Le dépôt des colis irradiants et chauds dans l'alvéole est effectué par un robot. Enfin, pour assurer que la matrice vitreuse ne soit pas en contact avec de l'eau pendant la phase de décroissance thermique des produits de fission (environ 1 000 ans), l'Andra préconise un colis de stockage constitué du colis standard de déchets vitrifiés (CSD-V) placé dans un conteneur en acier non allié de 5 centimètres d'épaisseur. En effet, il est pour l'instant difficile de modéliser, par manque de données thermodynamiques à une température autour de 90 °C, le devenir de radionucléides éventuellement relâchés pendant cette période de 1000 ans. Le choix du matériau du conteneur et de son épaisseur repose sur des études de corrosion conduites par un groupe Corrosion réunissant de larges compétences. L'Andra conduira la

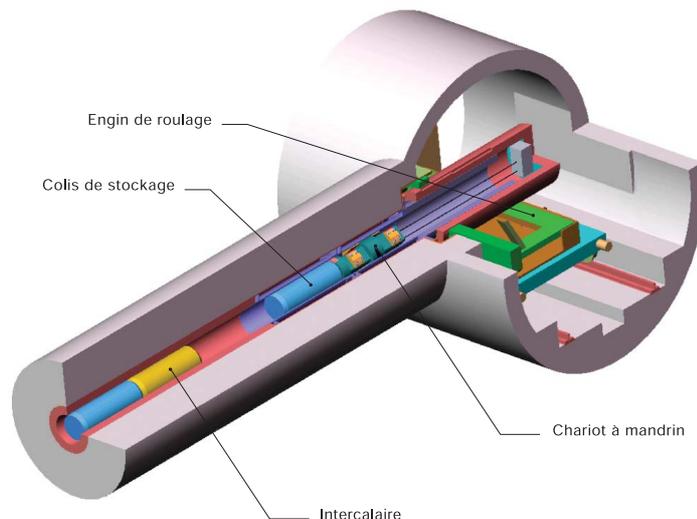


Figure 1 (document Andra)

deuxième vérification de sûreté de 2004 avec ce colis de stockage.

Colis de combustibles usés

Le concept repose, comme pour les colis de stockage des déchets vitrifiés, sur un dépôt de colis de stockage des combustibles usés en alvéoles horizontales avec la même contrainte de respect d'une température de 90 °C au contact avec l'argilite et des dispositions semblables pour le mode de mise en place des colis de stockage. Mais ici chaque alvéole de 3 mètres de diamètre ne renfermerait, en

principe, qu'un seul colis de stockage. Comme la phase thermique est plus longue que pour les verres, le choix d'une barrière ouvragée en argile gonflante s'impose, ainsi que celui d'un conteneur en acier peu allié de 13 centimètres d'épaisseur (étanchéité à l'eau escomptée de l'ordre de 10 000 ans). La barrière ouvragée permet d'assurer qu'à long terme, le transport des radionucléides y aura lieu par diffusion, indépendamment des incertitudes actuelles sur les phénomènes thermo-hydro-mécaniques en champ proche. Le béton ne paraît pas susceptible de supporter pendant longtemps des contraintes thermo-hydro-mécaniques sans s'altérer chimiquement, ce qui dégraderait à terme sa porosité, sa perméabilité et ses propriétés de rétention. Le colis de stockage n'a pas changé par rapport à la première version présentée en 2002 à la Commission (voir rapport n° 8). Chaque assemblage de combustibles usés est mis dans un étui en acier inoxydable et ceux-ci sont disposés dans le conteneur par quatre pour les UOX, ou par unité pour les MOX, au cœur d'un insert métallique approprié. Le colis pèse 20 tonnes. Le programme de démonstration du conteneur est mené conjointement par l'Andra, le CEA et EDF (voir chapitre 5).

Colis de déchets B (figure 2)

Pour les colis de déchets non exothermiques, les exigences scientifiques et techniques de stockage sont surtout géotechniques (dimension et constructibilité des alvéoles) et mécaniques (effet sur l'endommagement de l'argilite), car l'inventaire de radiotoxicité des colis est beaucoup plus faible que dans les cas des colis de verres ou de combustible usés, quel que soit le temps considéré.

L'Andra a retenu un concept de dépôt en alvéoles de stockage horizontales, de section transversale utile proche d'un cercle, de diamètre de 9 à 12 mètres, et revêtues de béton. Ce sont des ouvrages à atmosphère contrôlée où toutes les opérations de maintenance des colis irradiants sont automatisées. Le béton de revêtement offre une stabilité mécanique de l'ouvrage au moins séculaire (réversibilité). La jonction de l'alvéole avec la galerie de maintenance est réduite à un diamètre de 5 mètres afin de faciliter la pose de serrements à base de bentonite sur une clé d'ancrage. Après exploitation, les colis de stockage seront noyés dans du béton. L'ensemble « tout béton » du concept assurera, après re-saturation, des conditions favorables à l'immobilisation et à la rétention des radionucléides. Par ailleurs, la perturbation alcaline de l'argilite par les eaux saturées par du béton est connue, la zone de transformations minéralogiques en particulier reste limitée.

Les colis de stockage sont constitués de conteneurs parallélépipédiques en béton armé de 15 centimètres d'épaisseur (béton « hautes performances » et acier inox)

renfermant les divers colis primaires de déchets (B1 à B6, voir rapport n° 8). Les colis de stockage doivent se prêter à une maintenance pendant l'exploitation et la phase de réversibilité. Au stade actuel, deux options sont ouvertes : colis de stockage de grande dimension, non gerbés, et colis de stockage de dimensions modérées, empilés sur quelques niveaux. Leur température doit rester limitée à 80 °C. En outre, certains des colis primaires produisent potentiellement des gaz par radiolyse (déchets conditionnés dans du bitume ou du ciment, déchets technologiques organiques, et certains colis standards de déchets compactés CSD-C) et les colis de stockage doivent permettre l'évacuation de ce gaz. Les autres colis sont étanches. Le choix définitif de la composition du béton, voire d'un complément de colissage du colis primaire CSD-C, reste à faire au regard du confinement de certains radionucléides à vie longue. Il conviendrait d'assurer un retard à la migration compris entre 10 000 et 100 000 ans.

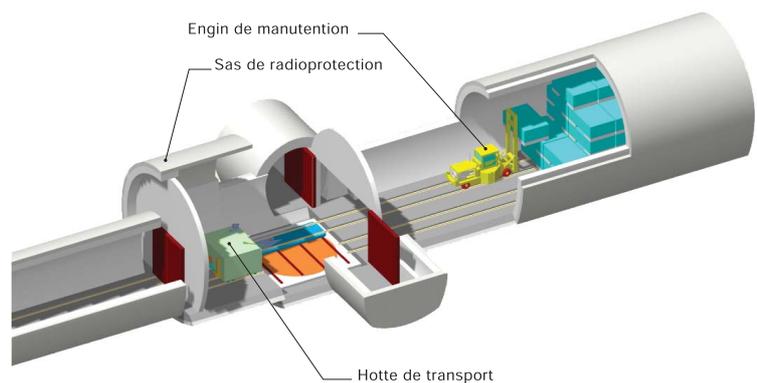


Figure 2 (document Andra)

Annexe B au Chapitre 4

Dossier « 2002 Granite »

L'histoire géologique des granites français est fort différente de celle des granites du bouclier scandinave, car ils ont connu en particulier l'influence de trois orogènes successives, hercynienne, pyrénéenne et alpine, qui ont profondément affecté leur fracturation. Ce n'est que par l'exploitation d'un laboratoire souterrain que pourrait être pleinement caractérisé un massif granitique français. Il ne faudra donc pas s'attendre à être en mesure de dire, à partir du dossier 2005, si un stockage dans le granite est véritablement faisable en France. Tout au plus pourra-t-on apprécier les caractères potentiellement favorables, ou au contraire rédhibitoires des massifs français, permettant d'évaluer les chances d'y trouver un site potentiel de stockage. L'Andra s'efforce d'être en mesure de montrer si certains granites français possèdent des caractéristiques favorables au stockage, pour un concept de stockage adapté, mais n'exclut pas d'aboutir à une conclusion négative à ce sujet.

La particularité géologique du granite est d'être une roche localement très imperméable (qu'on songe aux pavés ou aux bordures de trottoir qui ornent les rues de la Capitale, par exemple), mais qui est parcourue par un réseau plus ou moins dense de fractures, par lesquelles les fluides peuvent circuler relativement facilement et rapidement. La présence et la densité de ce réseau de fractures dépendent au premier chef de l'histoire géologique locale du site, sur des durées de temps qui peuvent aller de deux milliards d'années et plus (cas du bouclier scandinave) à au moins 300 millions d'années (cas de la majorité des granites français, qui sont plus « jeunes »). C'est en effet par la déformation naturelle de l'écorce terrestre, sous l'effet des contraintes tectoniques, responsables de la surrection des chaînes de montagnes, que se fracture le granite, après une première fracturation syngénétique, lors de son refroidissement initial. Or c'est la caractérisation précise de cette fracturation qui permettra d'établir si un stockage est faisable ou non, sur un site donné, avec cette incertitude irréductible de savoir si, dans le futur, sous l'effet des contraintes actuelles ou à venir, de nouvelles fractures ne pourraient pas être créées, ou la conductivité des fractures existantes, être modifiée.

L'approche que poursuit l'Andra pour caractériser cette fracturation est de la classer en trois catégories :

i) Une fracturation dite « grande », qui se traduit sur le terrain par des failles dites régionales, qui sont de cassures majeures de l'écorce terrestre, relativement facilement visibles ou repérables sur le terrain. L'Andra propose alors d'exclure toute recherche de site potentiel sur une distance de 0,5 à 3 km de part et

d'autre de telles failles, en fonction de leur importance. Selon la Commission, cette approche est raisonnable, dans la mesure où ces grandes failles sont en effet relativement bien connues sur le territoire national, et leurs positions peuvent être identifiées sur le terrain, par photo aérienne, sur la carte géologique, ou par des méthodes géophysiques.

ii) Une fracturation dite « moyenne », dont un éventuel stockage (ou les différents modules constituant ce stockage) devrait se tenir éloigné d'au moins quelques dizaines de mètres pour éviter que les radionucléides éventuellement libérés des colis ne les utilisent pour revenir vers la biosphère dans des temps courts (pour chiffrer les idées, les vitesses de transfert de l'eau dans une fracture « moyenne » pourraient être de l'ordre du décimètre par an, ce qui veut dire un temps de transfert depuis une profondeur de 500 m jusqu'à la surface de l'ordre de quelques milliers d'années, ces chiffres pouvant bien évidemment connaître des variations importantes de site à site). Pour se protéger du risque de tels transferts, l'Andra propose de construire des scellements dans les galeries qui traverseraient de telles fractures « moyennes », empêchant les radionucléides libérés par les colis de venir les rejoindre. Il n'est pas certain que cette approche, qui fait reposer la sûreté sur la qualité, sur de très longues périodes, du scellement construit, soit compatible avec la RFS III.2.f, qui précise que, à long terme, « ...la barrière géologique et les matériaux de scellement des puits devront pouvoir assurer à eux seuls le confinement ». L'Andra dit avoir étudié en détail ce point, et vouloir l'aborder dans le Dossier « 2005 Granite ».

iii) La fracturation dite « petite », ou également la microfracturation, qui ne conduit pas à des ouvertures de fractures importantes, et ne confère donc pas à la roche des capacités de transport rapide des éléments en solution. Le stockage (ou les différents modules qui formeraient ensemble le dit stockage) serait construit dans ce granite à petite fracturation, et lui seulement.

Ce point de vue est intéressant et est parfaitement exposé dans le Dossier 2002 Granite. Il permet de réfléchir à des concepts de construction d'un stockage, de faire des premiers calculs de migration des radionucléides dans un « bloc sain », c'est ainsi que l'Andra appelle ces « îlots » de granite à « petite » fracturation, entre fractures « moyennes ». Ce concept offre cependant prise à la critique, ou plus exactement à des incertitudes importantes quant à sa mise en application. La fracturation naturelle d'un granite constitue en réalité un continuum de fractures d'orientation, d'ouverture et longueur variables, qui sui-

vent des lois statistiques que l'on peut tenter d'identifier, comme le fait par exemple le groupe de Géosciences Rennes, au sein du GDR FORPRO. L'ouverture et la connectivité des fractures, plus que leur longueur, jouent un rôle majeur quant aux conditions de transport. La classification proposée par l'Andra n'est par essence qu'une schématisation de la réalité. L'aménagement d'un module de stockage dans un bloc de granite dit « sain » dépend donc de la capacité du constructeur à détecter la présence de fractures à des distances de l'ordre de quelques dizaines de mètres, par des moyens indirects (géophysiques), et de déterminer si la fracture ainsi décelée est « moyenne » ou « petite ». Les marges d'incertitude sur cette détermination sont à l'heure actuelle très importantes. L'Andra l'a bien perçu, qui a développé une collaboration étroite avec les équipes finlandaises, aux fins de développer les dites méthodes géophysiques (en particulier le profil sismique vertical). Si ces recherches sont pertinentes, leur fiabilité est loin d'avoir été démontrée aujourd'hui.

Le contexte géotectonique est beaucoup plus favorable dans les pays scandinaves. Par ailleurs, leur approche de sûreté est basée non pas sur l'absence de circulations d'eau dans le granite, mais sur le maintien en profondeur de conditions géochimiques réductrices, qui permettent aux conteneurs en cuivre épais dans lesquels sont placés les combustibles usés et à la barrière ouvragée de garder leur intégrité pendant des centaines de milliers d'années. Des conditions de dilution favorables en surface sont également recherchées (exutoires côtiers).

La Commission recommande à l'Andra, dans le dossier à présenter en 2005, de bien comparer les conditions de fracturation des granites français et étrangers ainsi que leurs conditions d'exutoire, de porter un regard sur des conteneurs adaptés à ces concepts, c'est-à-dire d'une durée de vie de l'ordre de la centaine de milliers d'années, pour les verres et les déchets B, comme elle l'a fait pour les combustibles usés, pour lesquels l'Andra a repris le concept de conteneur en cuivre, développé par les Suédois.

Il serait bon également de justifier que les concepts de fracturation « grande, moyenne, petite » avec la possibilité de délimiter des « blocs sains », en excluant la présence de toute fracture « moyenne » à une distance de moins de quelques dizaines de mètres des ouvrages construits, ont pu être validés sur les laboratoires souterrains étrangers, puisque ces concepts constituent la base de la réflexion de l'Andra.

Annexe C au Chapitre 4

Participation de l'Andra à des programmes internationaux de recherches

Programmes à Mont Terri (Suisse)

Il s'agit essentiellement de renforcer des collaborations pour tester dans les argilites du Mont Terri des dispositifs expérimentaux et des méthodes de mesure, ainsi que la méthodologie des expériences, afin de combler une partie des retards constatés dès 2001 et en 2002 sur le planning des expériences dans le laboratoire de Bure. Ainsi les expériences à Bure pourront-elles être bien préparées et fournir des résultats exploitables d'ici 2005. La précédente collaboration (1998-2000) a apporté beaucoup de données de base (paramètres physico-chimiques de la roche et de son comportement) probablement transposables aux argilites de Bure, mais cette nouvelle collaboration pourrait les confirmer et donner d'autres informations pour le dossier Andra de 2005. Le problème de la transposition des résultats scientifiques du Mont Terri à Bure est évidemment essentiel comme l'est celui de la transposition des résultats d'expériences en laboratoire avec les expériences *in situ*.

Les quatre participations envisagées par l'Andra sont les suivantes :

Expériences de diffusion *in situ*

De telles expériences ont déjà été menées pendant quelques années au Mont Terri, dont l'une dans l'argilite saine. Elle a donné des valeurs de coefficients de diffusion de l'eau tritiée et a montré qu'il y avait des difficultés d'interprétation du comportement des ions iodures. Une expérience en cours permet de tester un dispositif expérimental pour étudier la diffusion d'autres traceurs comme le césium. Les résultats qui seront obtenus en 2003 permettront de conforter les simulations déjà faites pour les expériences de diffusion à implanter dans les argilites du site de Bure. À cet égard, il est important de pouvoir vérifier si la migration des éléments dans l'argilite de Bure est due à un régime purement diffusif, comme cela est le cas dans l'argilite du Mont Terri.

Géochimie des fluides de l'argilite

Deux expériences ont déjà permis de tester avec succès des dispositifs de récupération de fluides dans l'argilite et des dispositifs de circulation d'eau synthétique s'équilibrant avec ces fluides. Elles ont montré toute la difficulté de se prémunir contre l'oxydation des pyrites par l'oxygène de l'air introduit soit dans les forages par carottage soit lors des circulations d'eau synthétique. Aussi est-il encore difficile de bien comprendre comment sont contrôlés le pH et le potentiel redox des fluides. Les expériences en cours de carottage, de circulation d'eau et de conditionnement d'échantillons à l'abri de l'oxygène sous atmosphère d'azote permettront de préparer des expériences similaires à Bure.

Les expériences de caractérisation de fluides *in situ* sont très difficiles à réaliser dans les argilites du Mont Terri ou de Bure.

Mesures thermiques et thermo-hydro-mécaniques

Une expérience en cours au Mont Terri remplacera l'expérience TER de Bure. Autour d'une sonde chauffante de technologie classique, 15 capteurs de température ont été installés dans deux forages périphériques. Les mesures de température ont été réalisées d'une part à l'aide de sondes platine et d'autre part à l'aide de capteurs à fibres optiques (développée par le CEA). Une nouvelle expérience en préparation permettra de qualifier les technologies innovantes prévues pour l'expérimentation thermique de Bure (carottage en diamètre de 300 mm à l'horizontale, utilisation de packers chauffants multi-étages, régulation en puissance imposée) et l'influence de la température sur les capteurs de pression de pore et d'humidité relative. Enfin, une nouvelle génération de capteurs à fibres optiques sera comparée à nouveau avec des sondes platine.

Interruption de la zone d'argilite endommagée par les excavations

La zone endommagée par les excavations a été étudiée à Mont Terri à l'aide de nombreuses techniques géologiques (visualisation de fractures par injection de résine), hydro-géologiques (mesures de perméabilité à l'eau et au gaz) et géophysiques (mesures microsismiques et tomographiques). Un modèle a été réalisé pour prédire le cheminement préférentiel des radionucléides par cette voie continue d'argilite dégradée. L'Andra a décidé de réaliser au Mont Terri une expérimentation de clé d'ancrage de scellement, préfigurant celle qui doit être effectuée à Bure (voir § 4.4).

Programmes européens pilotés par l'Andra

Projet européen MODEX REP

Dans le cadre du 5^{ème} PCRD-Euratom, l'Andra coordonne le projet de modélisation hydromécanique associé à l'expérimentation REP prévue dans le puits d'accès du laboratoire de Bure, avant 2006. Il s'agit de suivre en temps réel les perturbations hydromécaniques de l'argilite lors du creusement du puits. Ce projet fait appel aux compétences de 13 partenaires (agences homologues à l'Andra, laboratoires de recherche et bureaux d'études). Le programme de recherche est structuré en cinq étapes, les trois premières devant aboutir en 2003 à la modélisation prédictive de l'expérimentation REP. L'analyse des données rhéologiques existantes montre la nécessité de réaliser des essais complémentaires notamment de fluage, qui est quasi

isotrope par rapport à la stratification et dont la vitesse reste mesurable même sous faible contrainte (2 à 3 MPa). L'échéance du projet qui était fixée à 2003 devra être repoussée compte tenu de l'arrêt pendant un an des travaux à Bure.

Projet européen ECOCLAY II (2000-2003)

Le but de ce projet est d'étudier les phénomènes (sorption et migration des radionucléides, transformations géochimiques, modélisation conceptuelle et numérique) liés à la propagation d'un panache alcalin dans les ouvrages en argile (bouchon d'alvéole, scellements) et dans les milieux géologiques argileux et granitiques. Le programme expérimental balaye un large domaine de conditions physico-chimiques (température, pH, diverses compositions des eaux alcalines). Le projet rassemble 20 partenaires. Il inclut l'étude de l'argilite du site de Bure. Ecoclay II a démarré en octobre 2000 à la suite du projet Ecoclay I et d'ores et déjà on peut retenir que la perturbation alcaline dans un milieu argileux serait de faible extension. Les transformations géochimiques deviennent importantes pour des pH et une température respectivement supérieurs à 12 et 60 °C, sans altérer sensiblement les propriétés de transfert du matériau.

BIOCLIM (2000-2003)

L'objectif de ce projet est de fournir des bases scientifiques et de bâtir une méthodologie pour évaluer les impacts potentiels du changement de climat à long terme sur la sûreté d'un stockage qui serait implanté dans six régions en Europe (dont celle de Bure). Il rassemble 12 partenaires. La partie scientifique concerne les modèles de climat notamment en réponse à différentes hypothèses de forçage en dioxyde de carbone atmosphérique. Les modélisations de climat à grande échelle doivent se terminer en 2003. Au-delà ces modèles seront régionalisés et traduits en terme de changement de couverture végétale puis de changements des autres composantes de la biosphère, notamment l'hydrogéologie, la topographie et les communautés humaines et leurs modes de vie. L'ensemble des enseignements de BIOCLIM sera pris en compte pour les calculs du dossier 2005.

Collaborations de l'Andra dans le cadre du 6^{ème} PCRD

Le cadre formel des collaborations du 6^{ème} PCRD Euratom de l'Union Européenne (2002-2006) est modifié, ainsi que la façon de lancer les appels d'offres. Ainsi une consultation sur les thématiques à développer a été lancée par la Commission Européenne début 2002 à la suite de laquelle seront choisies les thématiques des premiers appels d'offres, puis la préférence sera donnée lors de la sélection des projets définitifs, à ceux affichant des collaborations dans le cadre de « Projets intégrés » et/ou de réseaux d'excellence. Cette réorganisation vise, en fait, à cibler les recherches soutenues par l'Union Européenne sur des questions majeures, avec obtention de résultats, en réunissant les moyens au-delà d'une taille critique. La gestion des déchets radioactifs et du stockage a été affichée comme une priorité au sein du budget Euratom bien que ne représentant qu'un dixième du budget total. Les perspectives thématiques du 6^{ème} PCRD-Euratom sont, pour des projets intégrés : la phénoménologie dans le champ proche et la migration des radionucléides dans les formations géologiques, les études d'ingénierie et la démonstration des concepts de stockage avec prototypes et les outils de modélisation et simulation pour les démonstrations de sûreté. Au niveau des réseaux d'excellence, il s'agirait d'un réseau de coordination de la recherche et développements technologiques pour les organismes de gestion des déchets radioactifs HAVL (qui existe déjà dans le 5^{ème} PCRD, réseau Net-Excel) et d'un réseau de laboratoires spécialisés dans la chimie et physique des actinides, tant pour le support du stockage géologique que de la séparation-transmutation. L'Andra (et ses partenaires) ont participé à la consultation de 2002 en assurant la coordination de deux dossiers « d'expression d'intérêt » pour d'éventuelles collaborations et en s'associant à la constitution d'autres dossiers.

Annexe D au Chapitre 4

Aspects particuliers du Bilan des Études et Travaux 2001

Les présentations approfondies de l'Andra du 3 octobre 2002 ont porté sur la chimie du protactinium, sur les processus de rétention des éléments dans les matériaux argileux notamment du Callovo-Oxfordien, sur les écoulements dans le stockage et la modélisation des expériences de diffusion DIR et thermique TER.

Protactinium

Le comportement chimique de ce radioélément est mal connu. Toutes les recherches ont été arrêtées en France et dans le monde vers les années 1975. Le protactinium 231 (émetteur alpha de période 32 800 ans) est le descendant lointain des radionucléides américium 243 et plutonium 239 via l'uranium 235, tous présents en quantités appréciables dans les combustibles usés ou dans des déchets de retraitement. Son activité se compare à celle de l'uranium 235 après quelques milliers d'années. Lui-même génère rapidement des radionucléides à vie courte (^{223}Ra , ^{219}Rn , ^{215}Po , ^{211}Pb , ^{215}Bi ...). Ainsi à très long terme son impact radiologique et celui de ses descendants doit-il être pris en compte dans les analyses de sûreté. L'Andra a lancé dans le cadre d'une thèse un programme de recherche pour confirmer et acquérir des données sur son comportement en solution. Les premiers résultats ont été présentés à la Commission, qui a apprécié la qualité des recherches et souhaite qu'elles se poursuivent, notamment sur le protactinium tétravalent. Ces mesures devraient servir à la communauté internationale.

Rétention des radionucléides par les matériaux argileux

C'est un problème crucial. L'Andra le traite au niveau de la validité du modèle K_d pour la barrière géologique (argilite et radionucléides à des concentrations en traces) et au niveau de modèles thermodynamiques pour les barrières ouvragées (bentonite et/ou oxydes dus à la corrosion de matériaux métalliques et possibilités pour les radionucléides d'être en concentration élevée) avec une même composition de solution aqueuse. Les deux programmes sont complémentaires et on voit que si les phénomènes de sorption sont bien compris sur la bentonite ou les oxydes, leur extrapolation aux argilites peut donner des tendances pour les valeurs de K_d . L'Andra fait un important effort de structuration des recherches. Malgré les nombreuses données macroscopiques (thermodynamiques) et microscopiques (structurales et spectroscopiques) disponibles pour plusieurs éléments, il n'existe pas encore une seule interprétation de la sorption sur la bentonite. Cela tient à la complexité des échanges entre les espèces en solution et les sites de sorption des solides et à celle des modes d'interactions entre minéraux. La prédiction des K_d à partir des modèles reste donc faible et l'Andra s'emploie à

réduire les incertitudes ou à trouver, en intégrant toutes les données, des corrélations. Pour l'instant elle a utilisé par exemple dans le dossier 2001 Argile, des K_d « consolidés » dont les valeurs ont été acquises par plusieurs voies convergentes de modélisation. Les programmes n'ont réellement démarré qu'en 1998 et depuis se poursuivent intensivement sur la bentonite avec échéance en 2004. L'Andra a présenté des résultats expérimentaux concernant des cas d'équilibre entre la bentonite et diverses solutions aqueuses d'éléments (nickel, uranium, césium, sélénium) et les prédictions de différents modèles (complexation de surface à un ou plusieurs sites, échanges ioniques multi-sites ou autres). Il apparaît que, selon les conditions, il faut faire un choix de modèle. L'Andra a aussi présenté les résultats de tests en aveugle des modèles entre divers laboratoires. Tous ces résultats montrent que des données complémentaires doivent être acquises, et cela est programmé pour fin 2004, même si pour l'essentiel certains mécanismes fondamentaux sont bien établis.

Pour le dossier 2005, l'Andra retiendra pour modéliser la rétention des radionucléides par l'argilite du Callovo-Oxfordien différentes valeurs de K_d selon qu'elle sera chimiquement endommagée (extension métrique autour des ouvrages), chimiquement perturbée (extension décimétrique) ou non perturbée et dans ce cas, selon sa composition minéralogique qui dépend de sa cote. Cela implique un programme de caractérisation expérimental de K_d sur échantillons en laboratoire. Celui-ci a démarré en 1995, mais il nécessite de nouvelles mesures plus représentatives notamment dans le choix des faciès de l'argilite et de la (ou des) solutions aqueuses simulant l'eau (les eaux) porale(s) de l'argilite. Ce point est à l'étude et devrait être fondé sur la connaissance des minéraux de l'argilite. De nouvelles carottes doivent être extraites en 2003 et 2004 (dans les puits en cours de fonçage et les forages hydrogéologiques ou déviés). Il apparaît que ce programme est ambitieux au regard du nombre d'éléments concernés et des conditions à explorer. Il devrait bénéficier du retour des expériences similaires faites au Mont Terri en Suisse et du programme bentonite. En 2003, l'Andra aura calé pour l'argilite des valeurs de K_d pour quelques premiers éléments.

La Commission considère que les recherches sur la bentonite et l'argilite doivent être menées à terme tant au plan méthodologique qu'expérimental. En effet, elles sont le support du choix de valeurs d'un paramètre essentiel aux calculs pour les évaluations d'impact aux exutoires d'un stockage.

La Commission a attiré plusieurs fois l'attention sur les problèmes scientifiques que pose l'iode dans la gestion des déchets et en particulier sur celui de la migration de l'anion iodure dans l'argile. Elle a lieu essentiellement par diffusion

(très peu de rétention) et elle est encore mal comprise, comme pour tous les anions. Les expériences de diffusion des ions iodures dans des carottes d'argile en régime diffusif-convectif permettent de mesurer le coefficient de diffusion apparent des ions iodures, D_e , et la porosité du milieu accessible aux ions iodures. Ce dernier paramètre reflète l'interaction électrostatique (voire la rétention) des ions iodures avec les parois des pores, donc avec l'argile. Pour un matériau comme l'argilite qui contient divers minéraux (carbonates, silicates,...) des phénomènes connexes peuvent apparaître. L'Andra a rappelé dans le dossier 2001 Argile les résultats de telles expériences réalisées en 1999 avec de l'argilite. Les valeurs de D_e étaient en moyenne dix fois plus faibles que celle de l'eau tritiée, sensibles à la force ionique et aux faciès de l'argilite du Callovo-Oxfordien et cela pouvait résulter de variations de porosités apparentes. Les études complémentaires de 2001 conduites selon une nouvelle technique favorisant une éventuelle rétention confirment les résultats antérieurs sur la diffusion (D_e et porosité accessible) et montrent une légère rétention réversible puis irréversible des ions iodures, la seconde ayant peut-être lieu sur de la matière organique par l'intermédiaire d'iode moléculaire (due à une oxydation des ions iodures). Ces derniers résultats doivent être consolidés dans le programme argilite 2002-2004 en contrôlant étroitement les prises d'échantillons d'argilite et les conditions expérimentales, en particulier d'oxydation.

L'Andra poursuit une réflexion sur les caractéristiques de la porosité, de l'eau porale et de la minéralogie des argilites du Callovo-oxfordien, prenant en compte tous les résultats concernant la diffusion et la rétention des éléments d'intérêt afin de les mettre en perspective pour les études de migration *in situ* prévues dans le laboratoire de Bure. Les objectifs sont d'obtenir un modèle microscopique très précis de l'argilite (charges de surface, site de sorption, géométrie des pores, minéralogie,...) et d'établir des corrélations entre propriétés microscopiques et macroscopiques

(D_e , porosité,...). À cet égard des mesures permettant la localisation des pores et des minéraux ont été réalisées et doivent se poursuivre. Des modèles d'eau porale sont en cours d'élaboration, fondés sur la dissolution des minéraux de l'argilite et l'existence d'équilibres de surface entre les espèces chimiques dissoutes et la surface des minéraux. L'Andra y participe.

La Commission examine en Annexe 3 des résultats sur la rétention-diffusion des radionucléides par les matériaux argileux et les eaux porales de ces milieux présentés durant le congrès « *Clays in Natural and Engineered Barriers for Radioactive Waste Confinement* » de décembre 2002.

Écoulement dans un stockage

L'Andra a réalisé une modélisation des écoulements dans un stockage construit sur un concept révisé par rapport à celui présenté dans le dossier 2001 Argile. Cette modélisation tient compte des perméabilités respectives des scellements des alvéoles, des modules et des puits, des perméabilités de l'argilite saine ou endommagée et des gradients de pression entre différentes zones. Les principaux renseignements qu'elle donne portent sur les temps de re-saturation et le rôle prépondérant du scellement des puits pour limiter les écoulements. Une telle modélisation permet d'optimiser les configurations spatiales des modules de stockage.

Annexe E au Chapitre 4

La zone de roche endommagée (EDZ)

L'Andra met à juste titre en exergue le rôle que peut jouer, du point de vue de la sûreté, la zone de roche endommagée, dite EDZ, qui se développera à la paroi des galeries et des puits d'un stockage profond. L'aptitude à la circulation des fluides, qui paraît aujourd'hui faible dans la roche naturelle intacte, serait significativement accrue dans la zone endommagée, qui pourrait alors constituer un court-circuit dans la barrière géologique.

La problématique de l'EDZ est commune aux équipes qui travaillent aux divers projets de stockage profond dans le monde. Elle fait l'objet d'échanges scientifiques internationaux auxquels l'Andra participe activement. Le GdR FORPRO a mis ce thème au centre de son programme scientifique. L'Andra a organisé des collaborations internationales, notamment sur le site du Mont Terri, dont la roche présente une certaine analogie avec celle de Bure ; ces collaborations ont permis d'acquérir une perception des problèmes posés par la zone endommagée dans les argilites plus complète que celle qui résulterait des seuls essais de laboratoire. L'Andra envisage de conduire avant 2006 au Mont Terri des essais consacrés à la zone endommagée. On doit en attendre des enseignements méthodologiques précieux. La transposition aux argilites de Bure des résultats obtenus au Mont Terri exigera toutefois que l'on précise l'analogie entre les deux matériaux et ses limites. Une expérience similaire est aussi prévue à Bure mais sa durée sera très brève avant la remise du rapport 2005. Elle devra être poursuivie et amplifiée après 2006 pour intégrer des mesures directes de transfert de fluides.

Hormis son rôle pour la sûreté à long terme du stockage, le développement d'une zone endommagée (EDZ) est d'abord un facteur important pour la tenue mécanique à court et moyen terme de l'ouvrage ; il contribue à l'ampleur de la convergence des parois ; il joue donc un rôle important pour la définition du soutènement des galeries et des pressions qui s'exercent sur celui-ci.

L'Andra dispose de données nombreuses, acquises au cours d'essais de laboratoire, relatives à l'apparition et au développement des manifestations mécaniques de l'endommagement dans l'argilite de Bure. Ces données ont permis d'établir une première prévision de l'extension de la zone endommagée et de la zone fracturée à la paroi des galeries.

L'endommagement résultera dans un premier temps du creusement des galeries et du poids des terrains surincombants. Toutefois, dans le cas des argilites de Bure, on peut s'attendre à ce que d'autres effets fassent évoluer l'endommagement au cours du temps. L'Andra dispose d'éléments assez nombreux sur ces effets (essais de fluage ; analyse des effets de l'hy-

grométrie, retrait et gonflement ; couplages poro-mécaniques ; perturbation chimique du milieu). Mais une synthèse de ces éléments, permettant d'en hiérarchiser l'importance et d'analyser les couplages qu'ils entretiennent, en vue de parvenir à un modèle hydromécanique plus complet, capable de prévisions quantitativement correctes à moyen et long terme, n'est évidemment pas disponible au stade actuel des recherches. Une telle synthèse resterait d'ailleurs provisoire et incertaine en l'absence des observations et essais en galerie qui en permettraient la validation et l'ajustement progressifs. A cet égard, l'exercice MODEX REP (voir l'annexe C) constitue un effort appréciable de mise en oeuvre d'une démarche précoce de validation de la modélisation. L'exercice est interrompu dans l'attente des résultats des mesures complètes à réaliser dans le puits. Les études mécaniques des roches devront être poursuivies au-delà de 2006.

Ce sont toutefois les conséquences hydrauliques de l'endommagement - accroissement de la porosité et de la perméabilité - qui sont les plus importantes du point de vue de la sûreté. Ces grandeurs sont délicates à mesurer, puisque les perméabilités naturelles sont faibles, à la limite de ce que l'on sait mesurer et peut-être même définir ; il faut se féliciter de ce point de vue que plusieurs équipes du GdR FORPRO aient obtenu de manière indépendante des valeurs très comparables de la perméabilité d'éprouvettes d'argilite du Callovo-Oxfordien. Il y a lieu d'attendre que les évolutions de la perméabilité soient fortement liées à l'état de contrainte et de pression de fluide, et que ces évolutions soient nettement anisotropes. Ces thèmes d'étude exigeront vraisemblablement un effort de recherche de longue durée. Dans l'immédiat, on dispose au moins de descriptions qualitatives suffisamment vraisemblables pour permettre de conduire des premiers calculs en faisant varier les paramètres dans une large fourchette.

L'Andra envisage de réaliser, dès que les galeries du laboratoire de Bure seront accessibles, une première expérimentation de faisabilité d'un ouvrage visant à interrompre la continuité de l'anneau de roche endommagée à la paroi. Des calculs mécaniques ont montré à l'Andra que l'on pouvait réaliser des saignées assez profondes sans développer un endommagement additionnel important au fond de ces saignées, ce qui résoudrait une difficulté majeure car, pour des raisons d'équilibre mécanique, les conditions qui président à l'apparition de l'endommagement tendent à se reporter sur des zones non-endommagées dès qu'on réalise un creusement supplémentaire. Les saignées seront remplies d'un matériau gonflant de barrière ouvragée (bentonite). L'essai vise d'une part à vérifier la possibilité de mise en place de briquettes de bentonite dans une saignée en voûte de galerie ; d'autre part à montrer qu'une remise

en pression de la saignée (qu'on réalisera par des moyens mécaniques, le gonflement de la bentonite étant un processus trop lent) restaure l'efficacité de la barrière géologique. Il n'est évidemment pas certain qu'en reconstituant une partie de la contrainte de compression suivant l'axe de la galerie qui existait avant le creusement de la saignée on restaure la perméabilité initiale des terrains, mais l'intérêt de l'essai sera de fournir des premières données sur ces phénomènes complexes. Très peu de temps sera disponible pour conduire à bien et interpréter cet essai à Bure, mais un essai préparatoire semblable sera conduit dès la fin de 2003 par l'Andra sur le site du Mont Terri.

La Commission apprécie très favorablement les efforts consentis par l'Andra en vue d'obtenir avant 2006 des éléments de réponse pour ce problème important du scellement. Néanmoins elle souligne qu'il est risqué d'attendre des résultats utiles quant aux moyens de réduire les effets de l'endommagement avant que ce dernier phénomène ait été analysé et compris.

S'il possède une dimension technologique évidente, le problème du scellement doit aussi être envisagé du point de vue de la compréhension même des propriétés de l'EDZ. Le contexte mécanique, hydraulique et chimique dans lequel on demandera au scellement d'assurer sa fonction d'étanchéité ne sera pas le même que celui qui caractérise les galeries du laboratoire souterrain immédiatement après

leur creusement. Il faut imaginer par exemple un massif resaturé, des pressions de fluide élevées, un soutènement de raideur très inégale le long des ouvrages, des contraintes effectives réduites, une chimie des eaux modifiée par la dégradation des ouvrages de soutènement. Un essai conduit sans analyse préalable de scénarios vraisemblables risque de passer à côté de son objet.

Un essai d'étanchéité à l'échelle 1, dans l'esprit de celui conduit à l'URL au Lac du Bonnet au Canada, que l'Andra a suivi de près, est évidemment impossible avant 2006. L'essai envisagé s'appliquera donc à vérifier, de manière plus indirecte et plus qualitative, que la remise en pression des saignées fait évoluer dans le bon sens des grandeurs qu'on peut supposer liées à la restauration de l'étanchéité. On doit donc en attendre des indications plutôt que des conclusions assurées qui, là encore, nécessiteraient des travaux après 2006 si la poursuite des recherches de qualification du site de Bure est décidée par les pouvoirs publics.

Chapitre 5

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

5.1. STRATÉGIE ET PROGRAMMES DE RECHERCHES SUR LE CONDITIONNEMENT ET L'ENTREPOSAGE DE LONGUE DURÉE

La stratégie des recherches liées à l'axe 3 de la loi est claire. Il s'agit pour le CEA, pilote des recherches, de montrer qu'il existe un mode de conditionnement pour chaque déchet existant, compatible avec un entreposage de longue durée ou un stockage géologique immédiat ou différé. Conditionner un déchet consiste à immobiliser le déchet dans un matériau (dit improprement matrice), à placer le tout dans un conteneur pour faire un colis de déchet primaire stockable (voir rapport n° 8) et à vérifier que le colis est conforme à des agréments.

Dans la perspective d'un entreposage de longue durée, des concepts d'installations en surface ou en sub-surface doivent être prêts d'ici 2005. Le CEA étudie et réalise des prototypes de conteneurs dans lesquels seront placés les colis primaires, pour faire des colis pour entreposage assurant le confinement des radionucléides et la reprise des colis à l'issue de l'entreposage. Il revient à l'Andra de concevoir les colis de stockage éventuellement reprenables à l'issue d'une phase de réversibilité. Les deux organismes se doivent d'assurer la continuité entre entreposage et stockage avec le minimum d'opérations. Bien que les combustibles usés ne soient pas des déchets nucléaires, leur mise en conteneurs pour entreposage et pour stockage est également étudiée avec les mêmes soucis (continuité entre entreposage et stockage et reprise si nécessaire).

L'exigence de compatibilité des colis avec l'entreposage et d'une façon générale pendant la phase précédant toute reprise (entreposage, phase de réversibilité d'un stockage) concerne essentiellement la prévision de leur comportement en système fermé dont l'atmosphère est insaturée en eau (condition nominale). Celui-ci doit être tel que l'intégrité des colis reste assurée. Cela nécessite

des recherches de corrosion des matériaux des conteneurs et d'altération des contenus.

Les études d'entrepôts pour les déchets avec dégagement thermique (combustibles usés et déchets vitrifiés) utilisent celui-ci pour assurer les conditions de « corrosion sèche » fournissant les meilleures conditions de protection des conteneurs métalliques. Pour les déchets B, non thermiques et, pour certains, émettant des gaz de radiolyse (essentiellement de l'hydrogène), les conditions de ventilation sont plus difficiles à établir pour assurer une atmosphère non corrosive et permettant d'éviter les risques d'explosion. Les études préliminaires présentées laissent encore en suspens des points fondamentaux pour les entrepôts des déchets B.

L'exigence de compatibilité des conditionnements avec le stockage concerne essentiellement la prévision de leur comportement à très long terme. À cette époque les conteneurs stockés sont réputés avoir perdu les propriétés de confinement et les matrices seront en système ouvert saturé d'eau. Les recherches sur le comportement de longue durée ont ici, pour objectif, de déboucher sur des prévisions crédibles à l'aide de modèles dits opérationnels, fondés sur la modélisation scientifique mais tournés vers les besoins de l'Andra pour conduire ses calculs d'impacts radiologiques.

Toutes les recherches sur les cinq grandes classes de colis à matrice verre, métal, bitume, liant hydraulique et oxyde avec des conteneurs métalliques ou en béton sont conduites au CEA dans le cadre de programmes bien structurés ainsi que dans le cadre des groupements de recherches avec le CNRS. Par ailleurs le CEA étudie de façon permanente l'amélioration des conditionnements des déchets B et les méthodes de caractérisation des colis. Afin de renforcer la visibilité de toutes les recherches sur les conditionnements des déchets et leur aboutissement

concret, le CEA a créé à Marcoule le CECER (Centre d'Expertise sur le Conditionnement et l'Entreposage des matières Radioactives).

Pour ce qui concerne les conditionnements de déchets produits actuellement ou en entreposage, la Commission a seulement évalué cette année les recherches conduites sur les matrices vitreuses (voir § 5.2).

Les recherches sur le conditionnement d'éléments éventuellement séparés ont été classés par le CEA dans l'axe 1. Néanmoins la Commission les évalue logiquement dans ses rapports au chapitre consacré aux recherches de l'axe 3 de la loi. Ici la stratégie de recherche est de démontrer, pour 2005, la faisabilité technique de matrices pour le conditionnement des actinides, de l'iode et du césium (voir § 5.3).

5.2. MATRICES VITREUSES

La dernière évaluation des recherches conduites sur les verres dits R7T7 pour confiner les éléments des « solutions de produits de fission » issues du procédé Purex de retraitement des combustibles usés UOX1 (taux de combustion de 33 GWj.t^{-1}) date de deux ans (voir rapport n° 7, page 81). Ces solutions renferment les produits de fission, les actinides mineurs et divers éléments provenant des réactifs du procédé Purex tel que pratiqué à la Hague. La matrice verre a été aussi utilisée et l'est encore pour confiner d'autres « solutions de produits de fission » issues du retraitement de combustibles irradiés (verres AVM de Marcoule pour le combustible UNGG) et elle reste la référence pour le conditionnement de toute solution de produits de fission du retraitement ultérieur de combustibles usés brûlés à des taux supérieurs à ceux des combustibles UOX1, ou d'anciennes solutions entreposées. Le CEA a présenté à la Commission le 19 mars 2003 l'avancement des recherches sur la « matrice vitreuse » et lui a communiqué un rapport technique (DIEC/2002/03) sur le comportement à long terme des verres nucléaires. Ce rapport est destiné à l'Andra. Dans ce qui suit on examine essentiellement les résultats récents acquis par le CEA depuis 2001 sans revenir sur les précédents autrement que pour des questions pédagogiques.

Depuis trois ans les recherches sur les verres nucléaires de confinement sont conduites dans le cadre du projet VESTALE, doté d'un Comité

scientifique international et ouvert à collaborations nationales (Cogéma, EDF, Andra) et internationales (Union européenne, USA). La majorité des recherches ont porté sur les propriétés du verre seul et sur les propriétés du gel d'altération résultant de l'action plus ou moins immédiate de solutions aqueuses. Les recherches sur le relâchement des radionucléides, qui nécessitent des expériences sur des échantillons de verre radioactifs simulés ou industriels, ont été plus restreintes et sont la suite de longues expériences déjà engagées. Les nouveaux résultats qui ont été acquis sur les mécanismes de comportement du verre ont conduit à améliorer la modélisation scientifique et opérationnelle. Cette dernière est traduite en modèles opérationnels (MOP) pour prendre en compte les situations d'entreposage et de stockage des colis de déchets à matrice verre. Les deux modèles dits MOP V₀S et MOP V(t) permettent ou permettront à l'Andra de prendre en compte, dans les calculs d'impact radiologique qu'elle conduit, l'ensemble des colis verre du modèle d'inventaire de dimensionnement. Ces sont des modèles enveloppe du relâchement des radionucléides car ils supposent notamment qu'il n'y a aucune rétention des radionucléides par le gel.

Le document DIEC/2002/03 (200 pages) récapitule quasiment toutes les connaissances actuelles de la communauté internationale sur les verres nucléaires, fort nombreuses, et renvoie aux travaux originaux (320 références). Il montre en particulier l'évolution des modèles d'altération du verre développés par le CEA depuis une vingtaine d'années et expose les autres modèles, sans toutefois effectuer de comparaisons précises. Les éléments de validation reposant sur des expériences de longues durées en laboratoire et *in situ* sont rappelés. L'apport des analogues naturels est discuté. Finalement des tableaux récapitulatifs détaillés font le point sur les connaissances actuelles, les manques et besoins et les enjeux liés aux manques. C'est un rapport très clair.

5.2.1. Comportement intrinsèque des verres

Les recherches ont porté sur l'étude de nouvelles formulations pour élargir, tout en minimisant la production de colis de verres, les limites d'acceptation de certains éléments (molybdène, phosphore) ou de radionucléides (curium 244, césium 137). L'objectif est double, conditionner les calcinats des solutions de retraitement d'anciens combustibles et de celles des combustibles UOX2 (taux de combustion 45 GWj.t^{-1}) et UOX3 (taux de combustion

60 GWj.t⁻¹). Si on ne peut pas incorporer plus de curium qu'actuellement, le nombre des futurs colis de verres augmentera considérablement. Les recherches du premier domaine concernent des problèmes de digestion de l'oxyde de molybdène par le verre. Ils peuvent être résolus en opérant à 1 250 °C dans un creuset froid, dont la technologie est maîtrisée par le CEA. Les autres recherches concernent surtout la tenue des verres au rayonnement alpha. Elles sont soit expérimentales avec des verres dopés au curium (Atalante et ITU) et des irradiations externes par faisceaux d'ions, soit théoriques par modélisation des dégâts dans le réseau vitreux. Elles rejoignent de ce point de vue la majorité des recherches actuelles sur les verres.

En effet celles-ci ont concerné, comme par le passé, l'étude du verre en milieu sec ou insaturé. Elles correspondent d'une part à des situations d'entreposage ou de stockage normales et d'autre part à des situations d'entreposage accidentelles (arrivée d'eau sur les verres chauds avec évaporation instantanée). Il s'agit en fait de prévoir la tenue de la matrice verre à l'irradiation interne par les radionucléides émetteurs alpha qu'elle contient et l'effet de l'hélium formé. Le CEA a surtout rapporté les résultats de simulation de cascades de déplacements induites par les désintégrations alpha dans des verres nucléaires modèles et la façon de passer des effets microscopiques aux propriétés macroscopiques des verres (propagation des fissures). La modélisation atomistique par dynamique moléculaire est un outil puissant. La confrontation des prévisions aux résultats expérimentaux sur verres dopés au curium, par exemple sur le gonflement du verre, la présence de micro-bulles d'oxygène, ou la diffusion de l'hélium, est en général bonne. Le CEA dispose de bons codes de calcul de « cascades atomiques » et a une expérience reconnue en la matière. Le modèle macroscopique montre que pour le verre R7T7 la quantité d'hélium relâché en entreposage longue durée n'influe que très peu sur la pression interne du conteneur du colis de verre et que l'évolution volumique induite par la présence de bulles d'hélium est bien inférieure à celle observée expérimentalement sur les échantillons de verre dopés, due à une détérioration du verre par cristallisation. Ces études théoriques se poursuivent pour expliquer la bonne stabilité intrinsèque du verre au regard de la radioactivité (auto-irradiation) constatée expérimentalement à l'aide de nombreuses mesures physiques. Toutes les études sont limitées à une température de 250 °C au-delà de

laquelle des phases cristallines pourraient se développer dans le verre.

5.2.2. Comportement du verre en présence de l'eau

On dispose maintenant, après plus de vingt ans de recherches, de très nombreux résultats expérimentaux sur l'altération de verres en présence d'eau, notamment sur les vitesses de passage en solution du bore, élément traceur incontesté de l'altération du réseau vitreux et du silicium, élément majeur assurant la stabilité du verre. On dispose aussi de nombreuses images de microscopie électronique. Tous ces résultats concernent des échantillons de laboratoire (purs, dopés ou réels) et des blocs de verres échelle 1 étudiés sur des périodes de temps pluriannuelles, ainsi que des analogues naturels. La concentration du bore en solution permet de calculer la perte de masse d'un échantillon par unité de temps et de surface en fonction du temps pour différentes températures, valeurs du pH et autres conditions des systèmes expérimentaux, notamment le rapport surface du verre de l'échantillon, S , sur le volume de la solution avec laquelle il a été en contact, V . Cette perte de masse normalisée est la vitesse d'altération. On peut en déduire aussi l'épaisseur de verre altérée par unité de temps. Pour un système ouvert, verre en présence d'eau courante, la vitesse d'altération est V_0 . Pour un système fermé, verre en présence d'eau dormante, la vitesse initiale d'altération V_0 chute rapidement de plusieurs ordres de grandeur avec le temps et sa valeur $V(t)$ à l'instant « t » décroît jusqu'à atteindre une valeur résiduelle V_{res} (d'ailleurs difficile à mesurer). Le volume V est bien défini ainsi que le rapport S/V . Il peut y avoir éventuellement reprise d'altération. Pour un système intermédiaire, verre en présence d'eau renouvelée, la vitesse chute également et tend vers une valeur résiduelle. Le volume de solution avec lequel l'échantillon a été en contact est supérieur à celui du cas précédent. Cela conduit à introduire la notion de rapport équivalent $(S/V)_{eq}$ qui mesure la capacité du système à évacuer le silicium.

Les valeurs de V_0 dépendent essentiellement de trois paramètres identifiés depuis longtemps (température, pH, composition du verre), celles de $V(t)$ et V_{res} dépendent d'autres paramètres et des solides présents dans l'environnement immédiat du verre. La chute de la vitesse est due, selon le CEA, à la formation d'un gel plus ou moins protecteur, isovolumique du verre altéré, dont l'étude

de la composition et des propriétés a focalisé les recherches depuis plusieurs années (voir rapports successifs de la Commission depuis le rapport n° 2). La mesure de la concentration du silicium en solution permet d'atteindre la teneur en silicium du gel et la valeur du coefficient de diffusion de cet élément dans le gel. Pour fixer les idées les valeurs de V_0 sont comprises entre 0,6 et 1,5 micromètres par jour en eau pure à 100 °C au sein du domaine de composition R7T7, $V(t)$ est égale à 10^{-4} fois V_0 et V_{res} est encore plus faible. La fraction de silicium retenue par le gel, f_{Si} , peut être importante. L'enjeu de la recherche actuelle est moins de comprendre les mécanismes de l'altération primaire, bien décrits, que ceux du ralentissement impressionnant de la vitesse, voire de la reprise de l'altération. Ces points ont été présentés à la Commission en détail.

Le gel joue un rôle de barrière de diffusion pour les espèces venant du verre à la suite de la destruction du réseau vitreux (surtout du silicium majoritaire) mais il peut aussi incorporer des espèces présentes en solution (notamment du silicium). À sa surface il y a souvent précipitation de phases secondaires également formées en incorporant du silicium de la solution. Un saut qualitatif a été récemment fait en mesurant de façon indépendante la diffusion du silicium dans le gel par traçage isotopique. Les mesures montrent que le gel n'est en équilibre ni avec le verre ni avec la solution et qu'une approche de type thermodynamique est peu appropriée pour le décrire, bien que cette phase métastable soit pérenne comme le montre l'examen microscopique des verres naturels. Le coefficient de diffusion du silicium dans le gel peut varier de plusieurs ordres de grandeur selon les conditions d'altération qui contrôlent les propriétés du gel. Les valeurs obtenues par traçage isotopique concordent avec celles déduites des mesures directes de concentration du silicium en solution et cela est satisfaisant. Il augmente quand la capacité de l'environnement à évacuer le silicium loin du gel diminue. Plus le gel a une texture à très petits pores (en général du nanomètre lorsque l'altération a lieu en milieu confiné pour le silicium), moins le silicium est transporté et plus il se condense, ce qui conduit à une chute de vitesse spectaculaire. De tels gels adhèrent au verre et conservent leurs propriétés protectrices intactes après plusieurs cycles séchage-hydratation. Ils se reforment après destruction.

Les mesures de V_{res} nécessitent des expériences de plusieurs années en raison des valeurs extrêmement

faibles des concentrations de bore qu'il faut mesurer. Le CEA dispose des valeurs d'accumulation de bore pour le verre R7T7 dans deux solutions jusqu'à 5 ans, sans pouvoir vraiment trancher entre une dépendance en racine carrée du temps ou proportionnelle au temps. Dans le premier cas il pourrait s'agir d'un contrôle de l'altération par diffusion d'une espèce conduisant à une vitesse d'altération lentement décroissante. Les valeurs de V_{res} conduisent à une altération de quelques dizaines de nanomètres par an. Le mécanisme responsable de l'existence d'une telle vitesse résiduelle extrêmement faible n'est pas clairement identifié : précipitation de phases secondaires dans le gel ou transformation lente du gel ou du verre lui-même à l'interface gel-verre.

Une reprise d'altération n'est réellement possible que si le pH est supérieur à 10,5, conditions dans laquelle des phases silico-aluminatées bien identifiées précipitent à la surface du gel, consommant ainsi le silicium de ce dernier et diminuant son pouvoir protecteur. L'altération du verre tamponne le pH des solutions au contact à 9,5, minimisant ainsi l'apparition du phénomène.

De toutes les études il ressort que pour une valeur donnée de V_0 (T et pH fixés), la vitesse d'altération $V(t)$ dépend de trois paramètres phénoménologiques : C^* , concentration du silicium à l'interface verre-gel tel que l'altération cesserait si la concentration du silicium dans le gel à l'interface devenait égale à C^* , D_g , coefficient de diffusion du silicium dans le gel, α , coefficient caractérisant la fraction de silicium retenue dans le gel, f_{Si} . Avant d'atteindre la vitesse résiduelle d'altération $V_{rés}$, les valeurs de ces trois paramètres et de $V_{rés}$ doivent être mesurées expérimentalement pour les diverses situations d'altération.

L'ensemble des expériences réalisées à ce jour couvre un grand nombre de situations d'altération et on pourrait s'attendre à des valeurs très dispersées voire aléatoires de C^* , D_g et α . En fait elles sont corrélées au rapport $(S/V)_{\text{éq}}$. Elles dépendent de la température mais peu du pH. Les incertitudes sur C^* , D_g et α sont très importantes. L'existence de ces corrélations simplifie beaucoup la prise en compte de l'environnement pour toute modélisation. Pour l'instant $V_{rés}$ n'est corrélé à aucune donnée expérimentale. Finalement V_0 dépend de la température et du pH, $V(t)$ dépend de la tempé-

rature, du pH et de $(S/V)_{\text{éq}}$ par l'intermédiaire de C^* , D_g et α .

L'expression mathématique de V_0 est bien connue. Celle de $V(t)$ en fonction de V_0 , C^* , D_g et de α , établie depuis quelques années, n'a pas changé dans son formalisme, mais au fur et à mesure que l'on a mieux compris les mécanismes d'altération du verre, la signification et par conséquent l'expression des paramètres C^* , D_0 et α ont changé et ont maintenant la signification donnée ci-dessus. Les expressions des vitesses V_0 ou $V(t)$ permettent de calculer la quantité de verre altéré (ou l'épaisseur altérée) en fonction du temps et de la concentration du silicium dans la solution. Les calculs reposent sur un système compliqué d'équations sans solution analytique. Ainsi un modèle scientifique $V(t)$ (désigné ainsi par rapport au modèle opérationnel, voir ci-dessous) existe qui est capable de reproduire une grande partie des phénomènes observés. Il est susceptible d'être amélioré pour intégrer l'évolution des connaissances.

Les approches théoriques visant à comprendre la formation d'un gel sur un verre simplifié, et par là-même à conforter la possibilité de prévision à long terme de tout modèle, progressent mais le problème est compliqué. Un modèle simple fondé sur les probabilités de rupture des liaisons de bore et de silicium dans le verre et sur la probabilité de recondensation du silicium dans le gel reproduit bien les augmentations des concentrations de bore et de silicium avec le temps, constatées dans les solutions de lixiviation.

5.2.3. Modèles opérationnels en absence de matériaux pouvant piéger le silicium

Les MOP $V(t)$ et V_0S ont pour but de prévoir les quantités de verre altéré en fonction du temps et en fonction des conditions d'altération. Ils reposent sur le modèle scientifique approprié et sur de nombreuses hypothèses pour prendre en compte les caractéristiques d'un stockage. Il s'agit, d'une part d'hypothèses contextuelles liées aux conditions d'altération (géométrie du stockage et régime hydraulique près des colis de verre) et aux choix des paramètres contrôlant la vitesse d'altération, et d'autre part hypothèses opérationnelles liées à un manque de connaissance par exemple sur l'invariance des paramètres.

Pour le modèle MOP dit $V(t)$ pour le verre R7T7 les valeurs des trois paramètres C^* , D_g , et α ainsi que les incertitudes associées, ont été déterminées, pour une altération en eau initialement pure (à ce jour les résultats de 78 expériences ont été pris en compte). Dans ce modèle V_{res} est supposé constant et il n'est pas tenu compte de reprise d'altération. Les données concernant l'environnement sont la température, le pH et la capacité du milieu à évacuer ou à confiner le silicium. Le couplage entre la valeur de la surface et la vitesse d'altération nécessaire pour calculer la quantité de verre altéré est estimée (il faut prendre en compte en particulier les fissures) et des mesures sont en cours pour confirmer cette estimation. Le MOP $V(t)$ est applicable aux verres du domaine R7T7, dans des conditions d'environnement où un gel peut se former c'est-à-dire en présence de matériaux non réactifs.

Le modèle dit V_0S est beaucoup plus simple. Il est paramétré pour les verres du domaine R7T7 et une partie des verres AVM considérés comme homogènes. On sait coupler V_0 et S .

Le CEA considère que les deux MOP, bien que différents, sont simples, réalistes, robustes, et raisonnablement conservatifs.

5.2.4. Modèles opérationnels en présence de matériaux pouvant piéger le silicium

En présence de matériaux piégeant le silicium et l'aluminium (argiles, produits de corrosion des conteneurs métalliques) dans l'environnement du verre il peut y avoir consommation d'éléments issus de son altération et qui entrent normalement dans la constitution du gel protecteur. Cela influe évidemment sur la quantité de verre altérée. L'effet d'une argile sur l'altération du verre R7T7 n'est pas dû à son impact sur la composition de la solution d'altération mais au rapport de la quantité d'argile sur la surface de verre. Ainsi un échantillon de verre au contact de l'argile de Boom pendant plus de dix ans s'est altéré durant au moins 7,5 ans en régime V_0 (comme en eau courante). Cela correspond à une sorption du silicium sur environ 5 cm autour du verre. D'autres expériences vont dans le même sens et il apparaît ainsi qu'il existe une sphère d'influence du verre sur les matériaux environnants. Lorsque dans cette sphère les matériaux sont saturés, ce qui dépend de leur capacité de sorption du silicium et de la diffusion du silicium en leur sein, l'altération du

verre reprend et a lieu comme s'ils étaient inertes. Pour modéliser cela on applique, tant que les matériaux sont considérés comme réactifs, le MOP $V(t)$ avec des paramètres correspondant à un gel non protecteur, c'est-à-dire avec des valeurs de D_g très élevées dans la gamme des valeurs mesurées. Les données actuelles d'altération sur des fissures simulées montrent que les fissures et fractures du verre sont peu accessibles aux effets des matériaux d'environnement. Les études sont en cours. On a pu montrer que l'interposition d'une barrière inerte qui retarde l'arrivée du silicium sur l'argile est bénéfique pour freiner l'altération du verre et ce point est important. Celle-ci diminue car le gel protecteur a le temps de se former en présence de silicium. À cet égard, une expérience a donné des résultats conformes à la modélisation. Elle montre que la surface du verre est extrêmement sensible aux conditions de transport de la silice loin de cette surface. Par ailleurs un analogue archéologique constitué par un bloc de verre fracturé altéré en eau de mer ou dans les sédiments marins est examiné.

5.2.5. Préviation des modèles

Pour le dossier « 2001 Argile » de l'Andra, des calculs préliminaires de quantité de verre altéré ont été faits par le CEA en utilisant le modèle $V(t)$ inclut dans le code Prediver 3.0 (3^{ème} version de ce code, voir rapport de la Commission n° 2) pour plusieurs conditions. Le cas central correspond à un concept de stockage en alvéole à 50 °C avec une barrière ouvragée argileuse réactive (on fixe sa capacité de sorption et le coefficient de diffusion du silicium) et des paramètres C^* , D_g et α indépendants de $(S/V)_{\text{éq}}$ (des valeurs moyennes sont alors fixées). Les blocs de verre ne sont pas fracturés et la vitesse résiduelle d'altération est nulle. Ce cas conduit à une fraction de verre altérée à 10⁴ ans de 0.1 %. Si on fait varier les paramètres autour des valeurs choisies on peut étudier la sensibilité du modèle aux paramètres. On peut aussi voir l'influence des produits de corrosion métallique et l'influence d'une barrière retardant la migration du silicium entre le verre et l'argile. La prochaine version de Prediver prendra en compte le rapport (S/V) . En fait l'Andra a seulement utilisé le MOP V_0S pour son dossier « 2001 Argile ». Le MOP $V(t)$ pourrait être utilisé pour le dossier 2005.

5.2.6. Conclusion

Des indicateurs de la recherche couvrant la période 2001-2003 ont été donnés à la Commission (moyens humains du projet VESTALE, publications,

collaborations, thèses) qui montrent l'ampleur des résultats obtenus. Par ailleurs le projet est partie prenante d'une action concertée du 5^{ème} PCRD (GLAMOR) ayant pour but d'asseoir les mécanismes d'altération, de trouver un consensus scientifique international et d'estimer les incertitudes des calculs des quantités de verre altéré. Cette action est importante car l'interprétation des mécanismes de l'altération du verre tels que présentés par le CEA n'est pas partagée par toute la communauté scientifique internationale. Il y a débat, dans la diminution de la vitesse d'altération et sur la vitesse résiduelle, quant au rôle du gel ou du rôle d'une pellicule de verre hydratée. Les modèles ne donnent pas les mêmes prédictions à long terme, bien que tous prédisent une « longévité géologique » des verres. Quant à la propagation des erreurs dans les calculs pour estimer l'incertitude finale, il y a deux façons de l'aborder, qui doivent être discutées.

Le modèle MOP V_0S est simple, ne dépend que de la température et du pH. Il peut être appliqué à tous les verres du modèle d'inventaire de dimensionnement du stockage. Il conduit cependant à des surestimations d'altération d'autant plus fortes que la température est élevée et devenant d'ailleurs irréalistes (par exemple jusqu'à quatre ordres de grandeurs pour les verres R7T7 entre 50 et 90 °C). Il est donc applicable pour les verres à faible charge thermique. Dans le cas contraire, pour les verres à fortes charges thermiques, il est préférable d'utiliser le modèle $V(t)$, qui décrit la séquence complète d'altération y compris dans un environnement de stockage réaliste où les conditions du milieu proches du verre sont très importantes.

Pour les modèles $V(t)$ et MOP $V(t)$ il reste encore des progrès à faire. Les expériences classiques d'altération des verres doivent se poursuivre et être multipliées pour affiner la dépendance des valeurs des paramètres du modèle aux conditions d'environnement et réduire les incertitudes sur chacun d'eux. Il convient d'approfondir la prise en compte de ces incertitudes dans les prévisions à long terme. Les essais de longue durée doivent être poursuivis pour mieux cerner les valeurs de la vitesse résiduelle. Pour chaque verre et chaque environnement, les paramètres changent. Avoir de bons paramètres est le point clé de tout modèle et cela d'autant plus qu'ils dépendent fortement des situations que l'on veut modéliser. À cet égard le rôle des rapports S/V et $(S/V)_{\text{éq}}$ doit être explicité, notamment pour ce qui

concerne l'évolution de la surface avec l'altération. C'est un point essentiel pour asseoir la crédibilité des modèles. Par ailleurs un effort important doit encore être fait dans l'approche microscopique des phénomènes physico-chimiques en jeu dans l'altération, à l'égal de ce qui est fait dans la description microscopique du comportement intrinsèque du verre. Enfin le comportement des radionucléides, supposés être simplement relâchés lors de l'altération du verre, doit être plus étudié.

La Commission estime que les connaissances actuelles sur le verre, bien que présentant des incertitudes, permettent des prévisions raisonnables sur son devenir à long terme en situation de stockage. Ces résultats sont compatibles avec les observations effectuées sur des analogues naturels. Toutefois, l'étude des interactions entre le verre et les matériaux qui l'environnent doit être approfondie.

Il y a deux façons de limiter, du moins au laboratoire, l'altération du verre lorsqu'il est en présence de matériaux réactifs vis-à-vis du silicium : saturer l'environnement en silice ou interposer une barrière limitant la diffusion du silicium vers ces matériaux. Certains concepts de stockage de l'Andra envisagent d'ailleurs de tels moyens, sans pour autant leur attribuer une allocation de performance.

La Commission se propose d'examiner plus en détail les modèles scientifiques et opérationnels V(t) et elle en rendra compte dans son prochain rapport.

5.3. NOUVELLES MATRICES DE CONDITIONNEMENT POUR ÉLÉMENTS SÉPARÉS

Les résultats récents obtenus sur ces matrices ont été communiqués à la Commission lors de l'audition du 11 novembre 2002. Ils sont décrits et mis en perspective d'ici 2005 au point 3.4 de ce rapport qui traite des recherches conduites dans le GdR Nomade (voir chapitre 6). On y rappelle que l'an dernier la Commission avait longuement évalué les recherches dans ce domaine.

Quatre céramiques font l'objet de recherches visant à démontrer qu'elles peuvent incorporer en quantités appréciables, seules ou en association, des actinides tri- et tétra-valents (zirconolite, britholite, monazite, phosphate de thorium) et résister à l'altération par l'eau de telle façon que le confinement des éléments soit pérenne sur des temps géologiques. Les recherches sont développées dans Atalante ou à l'ITU en

raison de l'activité des isotopes de plutonium (voire de curium) qu'il convient de manipuler pour réaliser les expériences.

Les céramiques pour conditionner les produits de fission à vie longue, iode (apatite phosphovanadique), césium (rhabdophane, hollandite, phosphate de zirconium) et technétium (alliage métallique avec le niobium, titanate) de faibles activités spécifiques ne posent ni problème de radioprotection ni problème de tenue au rayonnement. Il convient de finaliser ou d'optimiser les synthèses et les tests de lixiviation.

Les recherches se poursuivent donc normalement. Le document « Stratégie et programme des recherches 2003-2006 » précise que la faisabilité technique du conditionnement de l'iode et du césium devrait être démontrée fin 2004. Cette démonstration doit être accompagnée d'une évaluation globale de la quantité des déchets ainsi produits au cas où les éléments séparés seraient conditionnés, des déchets secondaires que cela entraînerait, du coût économique des opérations et finalement des études complémentaires à mener pour l'industrialisation des procédés. Le document « Stratégie et programme des recherches 2003-2006 » précise aussi que le conditionnement du technétium, de l'américium et du curium serait validé fin 2005.

5.4. COLIS DE DÉCHETS, CONTENEURS ET INTERFACES ENTRE L'ENTREPOSAGE DE LONGUE DURÉE ET LE STOCKAGE

Les propositions, suggérées par la Commission dans son dernier rapport, de dénominations des divers colis depuis leur confection chez le producteur jusqu'aux phases d'entreposage et de stockage ont été adoptées par le CEA et l'Andra. On se reportera donc aux définitions données dans le rapport n° 8 pour le « colis primaire », le « colis primaire entreposable », le « colis primaire stockable » (en principe identique au précédent), les « colis d'entreposage » et les « colis de stockage ». Un effort d'harmonisation a été fait par le CEA et l'Andra, dans la recherche de la plus grande identité possible entre les colis concernant l'entreposage et ceux concernant le stockage. Cet effort est le fruit d'un dialogue entre les responsables des recherches des axes 2 et 3. On est ainsi en droit d'espérer des choix finaux apportant à la fois un minimum de transferts de conteneurs et des simplifications qui permettront une optimisation économique.

Ces choix doivent être fondés sur une étude détaillée des conditions d'exploitation de l'entreposage, du transport et du stockage. Une telle étude n'a pas été présentée à la Commission.

Des avancées significatives ont été faites dans les essais de comportement des conteneurs des colis et dans l'étude des techniques de soudage des matériaux envisagés.

5.4.1. Colis de combustibles usés

Le colis de combustibles usés est conçu sur le principe de l'existence de deux barrières de confinement. Les assemblages usés sont placés dans des étuis individuels en acier inoxydable (304 L), assurant la première barrière, puis regroupés par sept dans un conteneur d'entreposage en acier à faible teneur en carbone ou en fonte (GS400-15), assurant la deuxième barrière. Ce concept a déjà été présenté à la Commission en 2002. Le « colis primaire entreposable ou stockable » est constitué du combustible usé dans son étui.

Le conditionnement direct en « colis de stockage » destiné au stockage direct sans retraitement (cycle ouvert) n'est pas pris en considération dans ce qui suit.

La « démonstration fonctionnelle » sur les étuis et les conteneurs, initiée en 2002, a été poursuivie, d'une part sur un conteneur d'entreposage en fonte, et, d'autre part, sur deux démonstrateurs d'étuis. Il faut souligner que ces « démonstrateurs fonctionnels » sont réalisés à l'échelle 1. Le programme en cours qui a fait l'objet des présentations à la Commission porte sur les méthodes de fabrication (essais mécaniques contrôlés), sur les procédés de fermeture (soudage) et sur la durabilité des composants (vieillessement). Ce n'est qu'à l'issue de ces tests (fin 2003) que les choix seront faits pour la réalisation des démonstrateurs technologiques ou prototypes prévue pour fin 2004.

L'étui est réalisé en acier inoxydable 304 L (acier couramment utilisé dans l'industrie nucléaire) avec une soudure en acier 308 L. Cet étui est l'objet élémentaire commun entre l'entreposage de longue durée et le stockage en couche géologique profonde. Cette décision a été prise à la suite d'une analyse partagée par Andra, CEA et EDF.

L'acier inoxydable 304 L a été retenu pour l'étui car c'est une nuance d'acier couramment utilisé dans l'industrie nucléaire, il est non activable, facilement décontaminable et donc déclassable en déchet de faible activité en fin de vie si le combustible est repris pour être traité.

L'étude de la fermeture de l'étui est centrée sur le procédé de soudage TIG (*Tungsten Inert Gas*) dont la faisabilité est démontrée. Il ne conduit pas à des contraintes résiduelles importantes, par contre le temps de soudage est long. L'influence de la formation de ferrite δ dans la zone fondue lors de la soudure à l'acier 308 L fait l'objet d'étude. Elle évite la fissuration à chaud mais rend la soudure moins ductile et susceptible de fragilisation par formation d'une phase riche en chrome. Le programme de 2003 permettra la validation du procédé et le choix final pour la réalisation des prototypes de 2004. Deux étuis ont été réalisés dans cet objectif.

Le conteneur peut être en acier non ou peu allié (faible teneur en carbone), ou en fonte ductile, ces matériaux ayant été retenus pour des raisons d'optimisation économique et pour une meilleure prédiction des vitesses de corrosion. Bien que le choix ne soit pas fait, l'option « fonte à graphite sphéroïdal » a été plus particulièrement étudiée et un prototype « échelle 1 » en fonte avec insert en acier a été fabriqué pour être soumis à expertises. La fonte présente des avantages vis-à-vis de l'acier mais a aussi deux inconvénients majeurs : mauvaise soudabilité et moins bonnes propriétés mécaniques. Pour pallier le premier inconvénient, on a inséré une couronne en acier en partie haute du conteneur. Cette réalisation a été validée.

Un programme complet d'essais est lancé pour l'année 2003 concernant le système de fermeture du conteneur : soudage TIG, par faisceau d'électrons et par laser YAG.

Comme il a été dit à propos de l'étui le procédé TIG a pour défaut d'être long (35 heures environ pour un conteneur), l'utilisation d'un laser YAG pose de nombreuses questions et doit être encore étudiée et optimisée. Le soudage par faisceau d'électrons apparaît très prometteur, rapide (environ deux heures), sans métal d'apport. Dans le cadre d'une industrialisation éventuelle, la mise en cellule doit toutefois être étudiée. Deux autres systèmes de fermeture sont à l'étude : joint fusible et joint métallique (Hélicoflex®). Ce dernier est bien connu et

déjà utilisé pour d'autres usages. Il bénéficie donc d'un retour d'expérience important. Le joint fusible pose le problème du choix du métal fusible, le plomb n'étant pas utilisable dans le cas de combustibles usés (colis exothermique).

Par ailleurs toute une batterie de tests est mise en place pour étudier la durabilité, ou le vieillissement, des matériaux et des soudures. Les échantillons sont testés sur quatre périodes de temps : 1 an, 3 ans, 5 ans et 10 ans. L'ensemble de ces tests porte sur 1 600 éprouvettes, 90 joints métalliques et 50 maquettes, pour une durée d'essais devant aller jusqu'en 2013. Les résultats à un an seront connus pour l'échéance de 2004. À ce stade où l'expérimentation sera encore limitée, il sera nécessaire de faire des extrapolations raisonnables pour les choix du matériau et du système de fermeture. Ce premier choix apparaît raisonnablement possible même s'il doit être ultérieurement optimisé. C'est un point qui devra faire l'objet d'un examen attentif à l'échéance de 2005.

À signaler un point important du dimensionnement concernant la thermique : pour sept assemblages UOX de puissance résiduelle de 2 kW (correspondant à un refroidissement de trois ans d'un assemblage brûlé à 47,5 GWj/t) on ne peut tolérer une perte de refroidissement que pendant 48 heures car la température de gaine doit rester inférieure à 570 °C. Toutefois ceci ne concerne pas la « longue durée » puisque le combustible aura plus de trois ans de refroidissement lors de sa mise en étui et conteneur et que sa puissance résiduelle aura fortement décliné. Néanmoins la Commission attache de l'importance à ce que tous les critères de vieillissement et de limites des contraintes soient estimés sur la durée de l'entreposage et mis en relation avec les fonctions de contrôle et de surveillance des entrepôts.

5.4.2. Colis de déchets vitrifiés

Le « colis primaire stockable » ou « entreposable » est le CSD-V. La question d'un conteneur d'entreposage se pose de manière différente suivant le concept d'entrepôt choisi, en surface ou en subsurface. Quoiqu'il en soit, la situation n'est pas clarifiée à l'heure actuelle pour ce qui concerne le conteneur d'entreposage. En particulier le cas d'un conteneur identique pour l'entreposage à celui étudié par l'Andra pour le stockage n'a pas encore fait l'objet d'un examen sérieux. Seul est en cours d'étude un conte-

neur d'entreposage non réutilisable. Il se pose par ailleurs le problème de la sécurité du transport qui peut être assuré par des emballages d'un type analogue à ceux utilisés pour les combustibles usés mais qui pourrait aussi être assurée par le transport des conteneurs d'entreposage ou de stockage eux-mêmes, s'ils satisfont à la réglementation du transport.

La Commission demande que le CEA mette à son programme d'étude le cas du conteneur d'entreposage identique au conteneur de stockage, ce qui aura surtout un impact sur le concept de l'entrepôt.

5.4.3. Colis de déchets de moyenne activité et à vie longue (Déchets B)

Ces colis de déchets sont caractérisés par leur grande diversité, déjà maintes fois soulignée. Cette diversité est à la fois dans la nature des déchets conditionnés, dans les conteneurs utilisés et aussi dans l'état des colis. Un effort important est consacré à l'étude de l'évolution de ces colis.

L'examen des colis existants, par exemple à Marcoule pour les déchets bitumés anciens, est en cours et les reconditionnements nécessaires entrepris (sur-fûts en acier inox pour l'exemple précédent). Une autre voie est offerte par le procédé d'incinération-vitrification des déchets bitumés développé au CEA. Son application est soumise aux décisions des industriels concernés. Le cas des déchets CSD-C pouvant inclure des déchets organiques peut poser des problèmes de dégagements gazeux qui nécessitent des filtres poreux sur les colis.

La Commission est consciente des efforts entrepris et poursuivis par le CEA qui montrent la bonne prise en compte des problèmes posés par les déchets anciens et elle insiste pour que ces efforts soient maintenus.

Pour un entreposage de longue durée nécessitant de rechercher au maximum des solutions de sécurité passive, le CEA retient préférentiellement le type d'entreposage en « atmosphère non contrôlée ». Aussi étudie-t-il le regroupement de colis primaires d'entreposage identiques dans un conteneur d'entreposage en liant hydraulique. Il est prévu de pouvoir reprendre le colis primaire d'entreposage, qui assure « *a minima* » la compatibilité entreposage/stockage, ou, encore mieux, le colis d'entreposage pour le transfert vers le stockage géologique. Au niveau des

colis primaires d'entreposage existants ou étudiés pour les déchets encore en vrac (40 % du volume du total des déchets B), la situation est la suivante :

- les colis existants en acier inoxydable peuvent « en l'état » être constitués par les colis primaires d'entreposage ;
- les colis existants en liant hydraulique peuvent également constituer « en l'état » les colis primaires d'entreposage mais sous réserve de démonstration de durabilité ;
- les colis existants en acier noir doivent être sur-conteneurés pour garantir leur bonne reprise ultérieure ;
- des conteneurs sont étudiés pour les déchets en vrac :
 - en acier inoxydable (diamètre de 950 mm, hauteur 2 m),
 - en acier émaillé (mêmes dimensions),
 - en céramique (diamètre de 850 mm, hauteur 1,5 m),
 - en polymère (diamètre de 425 mm, hauteur 1 m).

Des conteneurs en divers matériaux ont été réalisés en tant que « démonstrateurs fonctionnels » et certaines séries serviront à l'étude des systèmes de fermeture. Tous ces démonstrateurs fonctionnels réalisés pour une grande majorité à l'échelle 1 doivent permettre à fin 2003 de faire le choix des démonstrateurs technologiques qui seront fabriqués en 2004. Dès cette étape de 2002 la fabrication de démonstrateurs fonctionnels a permis d'évaluer les problèmes de faisabilité industrielle.

Les conteneurs d'entreposage ont pour fonction de constituer une deuxième barrière de confinement, d'assurer une protection mécanique des colis primaires d'entreposage. Ils contribuent également au problème de la gestion des gaz. Ces conteneurs doivent, par ailleurs, être conçus pour répondre aux contraintes d'exploitation et contribuer à la résistance de l'entrepôt aux diverses agressions : séisme, feu, inondation...

Les démonstrateurs fonctionnels réalisés en 2002, à l'échelle 1, sont de forme cylindrique, en béton armé. Cependant la préférence de l'Andra allant vers des conteneurs de stockage de formes parallélépipédiques, le CEA envisage d'examiner la possibilité d'adopter cette même géométrie. Cela pourrait permettre un transfert éventuel du « colis

d'entreposage », s'il est agréé pour le transport, au stockage. La Commission encourage une telle étude qui doit conduire à une simplification des opérations, une diminution des risques de manutention et, au total, à une optimisation économique et de sûreté.

Pour l'entreposage il reste toutefois nécessaire de prévoir la reprise des colis primaires d'entreposage. À cet égard une fermeture réversible des conteneurs par boulonnage du couvercle est étudiée avec une variante possible par clavage.

Certains colis de déchets B peuvent donner naissance à des dégagements gazeux, soit à de l'hydrogène produit par radiolyse du bitume ou de l'eau, soit à des radionucléides gazeux (tritium, carbone 14, krypton 85, radon 222 dans le cas des sulfates de plomb radifères). Pour éviter d'éventuelles surpressions, le colis doit être perméable aux gaz. Dans ce but le béton retenu pour fabriquer les conteneurs est relativement poreux ce qui a conduit à ne pas retenir des bétons de hautes performances. Ce béton a une porosité supérieure à 10 %, suffisante pour que la concentration en hydrogène n'excède pas 2 % dans le colis. En contre-partie cette porosité peut permettre, à terme, lorsque la contre-pression des gaz aura cessé, l'entrée d'eau extérieure à l'intérieur du conteneur. Cela pose donc le problème de l'examen d'une corrosion possible des conteneurs en acier inoxydable placés à l'intérieur. Le choix de cette qualité du béton conduit également le CEA, par mesure de prudence, à ne garantir qu'une durée de vie d'un siècle pour celui-ci et non de trois siècles comme on peut le faire pour des bétons de hautes performances, utilisés par ailleurs.

C'est la fonction des « démonstrateurs fonctionnels » de permettre l'étude de ces divers problèmes.

5.4.4. Le Centre d'Expertises pour le Conditionnement et l'Entreposage des matières Radioactives (CECER)

Créé le 15 novembre 2002, le CECER sera implanté à l'extérieur du centre de MARCOULE. Il a une double vocation : être une plate-forme technologique pour les tests sur les démonstrateurs, maquettes et prototypes de conteneurs de déchets et assurer à un large public la visibilité des solutions concrètes développées pour résoudre le problème de la gestion des déchets nucléaires.

Pour atteindre ces deux objectifs, le CECER sera constitué de deux ensembles : l'un de laboratoires et de halls technologiques équipés de moyens d'essais, et l'autre, d'un espace de communication muséographique et animé, avec libre-accès permanent au public.

Les domaines couverts par le secteur technique sont :

- les procédés de traitement des déchets ;
- les essais de caractérisation et de comportement des colis ;
- la conception d'installations d'entreposage sûres ;
- les études d'impact sur l'homme et l'environnement.

C'est, en particulier, dans ce secteur que seront rassemblés les dispositifs d'essais et de tests sur les démonstrateurs pour leur manutention, leur ouverture et leur fermeture, ainsi que les tests de vieillissement sur les matériaux retenus pour les conteneurs (corrosion, tenue thermique, ...).

L'espace de communication destiné aux visiteurs de tous les horizons constitue une nouvelle dimension pour l'accès aux problèmes que pose la gestion des déchets nucléaires mais surtout aux efforts faits pour les résoudre et, finalement aux solutions concrètes proposées. Il est prévu que sur le même site de Marcoule soient implantés, à côté du CECER, un centre de formation dans le cadre de l'INSTN et un Institut de Chimie.

La Commission estime que l'initiative prise par le CEA pour la création du CECER va dans le sens des recommandations qu'elle a faites pour une meilleure information du public.

Les calendriers des réalisations des halls technologiques et du bâtiment de communication du CECER sont fixés respectivement à mi-2005 et à fin 2004.

5.5. ENTREPOSAGE DE LONGUE DURÉE (ELD)

Les entreposages dits de longue durée sont étudiés pour des durées séculaires (100 à 300 ans) et pour tous les types de colis de déchets. Les limites temporelles peuvent être techniques (durée de vie des matériaux), de gestion (contrôles et maintenance)

ou encore institutionnelles (existence d'autorités compétentes).

Il est évoqué par le CEA l'étude de scénarios dits « d'abandon ». Un abandon définitif est rédhibitoire. Seul un abandon provisoire peut être considéré et l'objet de l'étude est alors d'estimer la durée pendant laquelle l'absence de contrôles et de maintenance ne conduirait pas à créer des dégâts irréversibles. C'est en ce sens que sont préférentiellement recherchées des solutions « passives » de sûreté. Cette étude ne doit pas être interprétée comme une possibilité de considérer un entreposage de longue durée en tant qu'un substitut à un stockage en formation géologique profonde. Cela réclamerait une étude beaucoup plus approfondie. Par définition l'entreposage a pour finalité la reprise des déchets dans des conditions de sûreté satisfaisantes.

Les études d'entreposage considèrent des entrepôts de surface et de subsurface.

Dans tous les cas les études sont faites pour un site « virtuel » dont les caractéristiques principales ont été définies, essentiellement pour le cas de la subsurface : site calcaire (en variante, granite), à flanc de colline. La Commission regrette que ces études sur les entrepôts soient menées pour un « site virtuel », ce qui affaiblit la portée de ces études. Elle considère, de plus, que des critères de choix de sites devraient être explicités.

Le site doit être « autostable », c'est-à-dire permettant la réalisation aisée d'excavations sans rupture des roches. Ainsi les dispositifs de soutènement et les revêtements peuvent être simples, peu onéreux et très durables. Un problème particulier se pose pour les entrepôts avec dégagement thermique significatif. En plus de la résistance à la rupture et la fracturation des roches, il faut alors ajouter la rigidité des matériaux et leur coefficient de dilatation. Il est souligné que dans ce cas, il est délicat de conduire des études génériques poussées.

5.5.1. Entreposages des combustibles usés

La conception générale de tels entreposages est celle déjà présentée l'an dernier :

- en surface dans des casemates en béton fortement armé, regroupées en modules ;

- en subsurface, dans des puits verticaux, excavés dans une colline rocheuse.

Le dossier d'options de sûreté a été réalisé sur la base des principes de sûreté essentiels : passivité des fonctions de sûreté, intégrité des colis, résistance aux agressions extérieures et possibilité de réaction de l'exploitant à tout incident dans des délais raisonnables. Il y est mis en évidence un fait important concernant la durabilité liée à la corrosion. Le fonctionnement en régime de corrosion sèche semble acquis pour la plus grande partie des ouvrages, en utilisant le dégagement thermique du colis, mais sa durée de fonctionnement ne peut être garantie que pour 100 ans. Une extrapolation au-delà nécessite la poursuite d'expériences de démonstration et la qualification des modèles thermiques utilisés.

De même la durabilité de l'infrastructure en béton ne peut être avancée au-delà de 100 à 120 ans, au vu du retour d'expérience actuel. La démonstration d'une durée de vie plus longue est difficile et réclame l'étude de nouvelles dispositions constructives. Elle nécessite également une surveillance et une maintenance périodique du génie civil. La Commission est sensible à ce problème mais rappelle qu'elle ne considère pas les combustibles usés des réacteurs de puissance comme des déchets ultimes et qu'ils devraient donc trouver une issue de traitement dans le cadre du siècle.

5.5.2. Entrepôts des déchets vitrifiés (Déchets C)

La présentation faite à la Commission porte sur le programme d'étude pour 2003.

Le concept repose sur le principe de l'existence de deux barrières de confinement, la première étant apportée par le colis primaire stockable (CSD-V), la seconde pouvant être, soit un puits chemisé en acier inoxydable, soit un conteneur, encore à développer.

L'intégrité du colis CSD-V est assurée par le maintien d'une ambiance en gaz neutre et d'un refroidissement adapté. Si ces conditions sont respectées, aucune démonstration n'est nécessaire. Il reste donc à démontrer que ces conditions seront bien maintenues et à étudier les aspects de surveillance pour toute la durée de l'entreposage.

La seconde barrière doit se trouver en régime de corrosion sèche pour les deux options envisagées

(puits, conteneurs), ceci est à démontrer ainsi que la durabilité des systèmes de fermeture assurant l'étanchéité.

La thermique du colis de verre évolue dans une gamme plus large que celle des combustibles UOX. Ainsi la puissance à 5 ans d'un colis CSD-V est de 3 kW et ne sera plus que de 50 W après 60 ans, alors qu'un assemblage UOX (47,5 GWj/t) correspondant à ce verre passera de 1,4 kW à 5 ans à 100 W après 60 ans.

Le programme présenté distingue les deux options (puits ou conteneur) vis-à-vis du type d'entreposage en surface ou subsurface.

Le CEA considère *a priori* que l'option « puits » n'est applicable qu'au cas de l'entrepôt de surface et l'exclut pour la subsurface pour des raisons de manutention du chemisage d'acier inoxydable.

La Commission recommande qu'un troisième cas d'étude soit examiné, celui d'un entreposage en puits pour la subsurface d'un colis de verre en conteneur de stockage individuel, tel que l'Andra l'a défini, le puits restant non étanche. Le conteneur interne (CSD-V) serait alors en régime de corrosion sèche et le puits ne nécessiterait pas de chemisage en acier inoxydable. De plus, la continuité entreposage/stockage serait du même coup assurée.

Par ailleurs, le CEA a indiqué qu'une étude de sensibilité de la durée d'entreposage sera menée pour les aspects thermiques.

5.5.3. Entrepôts des déchets de moyenne activité et à vie longue (Déchets B)

Les présentations faites à la Commission portent sur les études préliminaires d'entrepôts de colis de déchets B en surface et subsurface. La durée de vie des entrepôts prise en compte nominalement est de 100 à 300 ans. Il est supposé un site centralisé, les caractéristiques de ce site virtuel étant établies pour la référence à un site calcaire, une variante étant le granite.

L'étude préliminaire porte sur quatre cas d'entreposage, en surface ou en subsurface et dans chaque cas pour deux options :

- option 1 : colis primaire d'entreposage en l'état ;

- option 2 : colis primaire d'entreposage mis en conteneur d'entreposage béton.

L'existence de nombreux colis primaires d'entreposage en acier inoxydable impose pour l'option 1 une ventilation nucléaire avec traitement de l'air pour éviter la corrosion de ces conteneurs. Par contre l'option 2 permet d'accepter une ventilation naturelle *a priori* plus conforme avec l'objectif du long terme.

L'entreposage en surface dans l'option 1 correspond aux entrepôts existants et bénéficie donc d'un large retour d'expérience. Il exige une surveillance et une maintenance dont les conséquences en cas de perte ont été évaluées. On a ainsi estimé qu'un arrêt de maintenance peut, en raison d'absence de mesures de contamination durant deux mois, entraîner une perte de la surveillance radiologique. Un arrêt du système de conditionnement de l'air pendant un an ne permet plus de garantir l'absence de corrosion des conteneurs en acier inoxydable, et un arrêt de la ventilation forcée pendant un an peut conduire à une accumulation d'hydrogène créant à terme une atmosphère potentiellement explosive dans l'alvéole.

L'entreposage en surface dans l'option 2 a déjà fait l'objet de la présentation de l'étude de faisabilité en avril 2001. Cette étude a été mise à jour et complétée pour les aspects de dimensionnement (emprise totale de 30 ha pour un flux de colis déchets sur 30 ans). L'infrastructure est étudiée pour répondre aux normes de tenue au séisme, à la chute d'avion, à l'incendie tout en respectant les conditions de radioprotection. Une étude particulière a été faite pour les colis CSD-C (coques compactées) qui du fait de leur teneur en composés polymères donnent lieu à une production d'hydrogène et d'acide chlorhydrique qu'il faut impérativement contrôler pour éviter les risques d'explosion et de corrosion.

Par ailleurs, les concepts de manutention ont été étudiés dans un souci de fiabilité, de disponibilité et de redondance.

L'entreposage en subsurface a tout d'abord fait l'objet d'une étude générique valable pour les deux options concernant les différents types de galerie à réaliser. Il s'agit essentiellement des galeries d'accès, des galeries techniques et des galeries d'entreposage. Ces dernières ont une largeur de 7 mètres pour une

hauteur de 5 à 8 mètres et une longueur d'environ 240 m. Les revêtements et soutènement sont en béton et les colis de déchets sont protégés par une dalle en béton armé d'un mètre d'épaisseur.

Pour des entrepôts de longue durée, en raison de la durabilité limitée du génie civil, se pose le problème d'opérations de maintenance lourde :

- tous les 50 ans, réparation de surface des ouvrages en béton armé ;
- tous les 100 ans remplacement des dalles de couverture des fosses (suivant état) ;
- tous les 150 ans remplacement des ouvrages en béton armé (20 % du coût total des ouvrages en béton armé) et réparations de surface du revêtement en béton des galeries.

Une comparaison a été faite des emprises nécessaires aux deux options d'entreposage. Pour un flux de colis de déchets sur 30 ans, l'option 1 (colis en l'état) nécessite au total 18 galeries d'entreposage et l'emprise totale est de 40 ha, l'option 2 (conteneurs d'entreposage en béton) nécessite au total 45 galeries d'entreposage pour une emprise totale de 70 ha.

Le problème majeur de l'entreposage est la conservation des colis d'acier inoxydable dont il est impératif d'éviter la corrosion. Le problème des eaux d'infiltration est donc primordial. Pour une roche de perméabilité faible à moyenne et des galeries revêtues de béton coffré relativement étanche, on peut estimer pour 100 mètres de galeries à 150 m³/an l'infiltration dans les fosses d'entreposage et à 450 m³/an dans les galeries principales, secondaires et de manutention. Sans être excessives de telles quantités d'eau doivent être collectées et évacuées, ce qui est prévu par un réseau de caniveaux placés en radier des galeries. Le problème qui se pose alors est le traitement éventuel de ces eaux en tant qu'effluents radioactifs liquides. Il y a, en effet, possibilité de recombinaison des radionucléides gazeux avec l'eau. L'étude n'est pas assez avancée pour conclure sur ce point et laisse ouverte l'hypothèse de la nécessité d'une STEL (Station de Traitement des Effluents Liquides) du type Cadarache pour laquelle le seuil de traitement est de 7,4.10⁴ Bq/l. On peut constater que les études préliminaires effectuées soulèvent des problèmes sérieux dont la résolution devra être apportée dans des délais courts (échéance de 2005). Les problèmes de cor-

rosion des colis, déjà évoqués ci-dessus, sont directement liés à la nature de l'atmosphère régnant dans l'entrepôt. Ce problème est d'importance totalement différente pour les deux options d'entreposage envisagées.

Pour l'entreposage en subsurface et option 1, une ventilation forcée est impérative pour les galeries principales et secondaires avec soufflage mécanique d'air neuf réchauffé ou refroidi à l'aide de batteries à l'extrémité de la galerie principale et par un émissaire de rejet d'air vers la surface fonctionnant en convection naturelle. Pour les galeries de stockage un système de ventilation nucléaire (réchauffage, déshumidification) est prévu. Dans ce cas, une extraction mécanique de l'air avec un équipement de filtres à haute efficacité est mis en place. Le sens de circulation d'air joue le rôle d'une deuxième barrière de confinement. On peut supposer que la qualité de l'air réchauffé et déshumidifié est convenable pour assurer une absence de corrosion des conteneurs en acier inoxydable mais elle impose un système de grande fiabilité recourant à un entretien et une maintenance importants. La Commission souhaiterait que l'étude de corrosion des conteneurs aciers liée aux aléas du système de ventilation forcée soit plus explicitée et démontrée.

Le problème des dégagements gazeux (notamment hydrogène) est lié à la question de la ventilation forcée qui assure aussi leur dilution.

Pour l'entreposage en subsurface et option 2 (conteneur d'entreposage en béton) il est possible d'envisager une ventilation par convection naturelle, donc une solution passive.

relle dont le seul moteur est la différence entre la température de l'air extérieur (variable de - 10 °C à + 40 °C) et celle du massif où se trouve l'entrepôt (supposée stable à 10 °C).

Le sens de circulation d'air s'inverse entre l'hiver et l'été et le taux de renouvellement de l'air moyenné à l'échelle du mois montre que le taux de renouvellement horaire est suffisant pour assurer la dilution de l'hydrogène de radiolyse. Il reste encore à examiner les périodes critiques de l'année où se produit l'inversion du sens de circulation de l'air.

En fait le problème de la gestion de l'hydrogène, déjà signalé dans le rapport précédent, se pose surtout au niveau de son évacuation par la coque en béton constituant le conteneur d'entreposage. Des études plus détaillées sont nécessaires sur ce point qui serait susceptible d'engendrer une remise en cause de l'option 2.

En conclusion, sur l'ensemble des études préliminaires d'entreposage des déchets B, on constate que des points fondamentaux ne sont pas encore réglés et ne permettent pas d'asseoir la faisabilité technique des concepts.

Pour conclure cet aperçu des résultats des études préliminaires d'entreposages, effectuées par le CEA, la Commission note l'ampleur des problèmes soulevés, particulièrement pour les déchets de catégorie B, et souligne la nécessité impérieuse d'approfondir ces études d'ingénierie qui se situent dans un domaine relativement classique.

Chapitre 6

Les groupements de recherche transverses : NOMADE, PRACTIS et MOMAS

6.1. GdR PRACTIS

La Commission mentionne dans chacun de ses rapports les résultats qui sont acquis annuellement par la large communauté scientifique que fédère le GdR PRACTIS : 40 laboratoires du CNRS (DSC et IN2P3), des Universités et du CEA (DEN, DSM, DAM, INSTN). Le bilan des activités de PRACTIS 2 (1999-2002) a été présenté à la Commission en mettant l'accent sur celles en relation directe avec les axes de la loi et les enseignements qu'il faut tirer des résultats acquis au regard des questions encore pendantes. Un document très complet a été remis à la Commission. Il détaille l'organisation des recherches en opérations, thèmes des ateliers et des réunions (dont certaines avec les GdR NOMADE et GEDEON), les projets de recherches soutenus par le conseil scientifique et la liste des publications dans des revues de rang A (63 pour 1999 à 2001), des communications lors des congrès, des rapports et des thèses. Pour l'axe 1 la Commission considère qu'il y a eu de nombreuses avancées instrumentales, expérimentales et théoriques dans les domaines de la structure et de la réactivité des espèces des éléments (actinides et produits de fission) que l'on cherche à séparer des combustibles usés ou de cibles d'irradiation, qu'il s'agisse d'espèces en milieu aqueux, organiques ou sels fondus. Il reste toutefois que l'on est encore loin de prédire quelles devraient être les propriétés des complexants et des extractants à mettre en jeu pour des séparations par extraction liquide-liquide. De même la connaissance des espèces en milieux sels fondus est encore parcellaire et les méthodes de séparation doivent être affinées. Pour l'axe 2 (et marginalement l'axe 3), les acquis ont aussi été importants en spéciation, tant en solution aqueuse que sur les surfaces solides (actinides, lanthanides, technétium, sélénium) et en lixiviation de l'oxyde d'uranium. Une mention spéciale doit être faite à propos des recherches théoriques en modélisation et dynamique moléculaire des éléments 5f (actinides) qui ont été initiées, puis développées en France, dans le cadre de PRACTIS. Malgré toutes les données accumulées, on est cependant encore loin de pouvoir prédire les propriétés de fixation

des éléments d'intérêt sur une surface donnée et la connaissance des espèces en milieux argileux ou cimentaire est encore parcellaire.

Pour illustrer quelques acquis du GdR PRACTIS un point a été fait sur les thématiques pyrochimie et physico-chimie du stockage. En pyrochimie il s'agit de l'extraction sélective des actinides solubilisés dans une phase saline vers une phase métallique (solide ou liquide), soit par réduction chimique soit par réduction électrochimique. Le problème est de trouver le couple sel/métal pour optimiser la séparation actinides/produits de fission en tenant compte des activités thermodynamiques de l'élément transférable, à la fois dans le sel et dans le métal. Le domaine de température va jusqu'à 900 °C. Des exemples ont été présentés mettant bien en valeur les difficultés. Un nouveau domaine a été ouvert, celui de l'utilisation de sels fondus à basse température (inférieur à 100 °C) qui sont des liquides ioniques comportant un cation organique et un anion minéral. Ce sont souvent des solvants modèles des sels fondus à haute température avec lesquels il est plus facile de travailler. En relation avec le stockage deux sujets importants ont été présentés, le comportement de l'iode et du sélénium avec des oxydes de cuivre et le statut de l'eau dans les argiles. Le premier sujet s'inscrit dans un cadre plus général d'étude de la migration de ces éléments et son intérêt pour l'iode est surtout lié à l'éventuelle utilisation de barrières de confinement réactives (ajout d'oxyde de cuivre à la bentonite). Le second sujet est fondamental. Il apporte des renseignements sur l'eau libre et adsorbée ainsi que sur les groupements silanol dans les silicoaluminates. Il est essentiel de les connaître pour tenter une modélisation microscopique des matériaux argileux.

Pour la période 2003-2006 les thèmes de recherches du GdR PRACTIS seront réorientés dans le cadre du nouveau GdR PARIS qui deviendra le GdR des méthodes physico-chimiques de PACE. Les nouveaux thèmes de recherche de PARIS concernant l'axe 1 porteront sur des systèmes innovants de séparations (extraction par fluides supercritiques,

extractions pyrochimiques cycliques) pour les systèmes du futur (ADS, réacteurs). Pour les axes 2 et 3, il y aura un renforcement des thèmes conduisant à l'obtention des données thermodynamiques, de transport et structurales dans un large domaine de température. L'aspect bases de données et codes de calcul au service de la modélisation sera développé. Les thèmes primordiaux : séparation par voie liquide-liquide, interaction espèces en solution avec les solides seront poursuivis. Pour l'ensemble des recherches la modélisation deviendra un outil privilégié.

La Commission a souhaité connaître les points de vue des différents acteurs de la loi sur l'apport de PRACTIS au regard de leurs intérêts scientifiques. Les recherches de PRACTIS et de PARIS sont considérées satisfaisantes par le CEA car elles viennent en soutien des recherches plus appliquées conduites dans l'axe 1 de la loi. Pour EDF, PRACTIS a conduit à une meilleure compréhension des mécanismes d'oxydation et de corrosion de l'oxyde d'uranium et de confinement de la gaine des combustibles (rétention d'iode et des actinides). EDF a de nouveaux besoins, mieux comprendre d'une part le comportement des radionucléides en solution et aux interfaces au-delà de la température ambiante et en présence de phénomènes de radiolyse et d'autre part mieux comprendre le comportement des radionucléides dans les fluorures fondus (en relation avec le projet Amster). La réactualisation des thèmes de recherches dans PARIS va dans le sens des souhaits de EDF. L'Andra attendait de PRACTIS plus de résultats directement applicables à ses problématiques. Par exemple le contexte environnemental d'un stockage n'a pas été suffisamment pris en compte dans les études et les résultats acquis dans PRACTIS sont difficiles à intégrer dans les « référentiels phénoménologiques » de l'Andra ou dans les calculs associés d'impacts radiologiques. À décharge, l'Andra considère qu'elle n'a pas été suffisamment fédératrice de certaines actions en n'explicitant pas ses problématiques. Des voies d'amélioration de fonctionnement de PARIS seront recherchées et, en particulier, l'Andra définira mieux ses objectifs et appuiera ce GdR PARIS par une politique de thèses spécifiques.

Les recherches conduites dans PRACTIS (et les GdR de façon générale) sont destinées à asseoir sur des connaissances fondamentales les approches industrielles d'un problème mais surtout les prévisions à long terme en matière d'entreposage ou de

stockage. À cet égard la Commission considère que PRACTIS a joué son rôle dans plusieurs domaines, tous en relation avec les objectifs de la loi. Parmi les résultats obtenus certains ont été remarquables et tous ont participé à mieux comprendre les phénomènes. La Commission comprend le souhait des acteurs de la loi de voir converger les recherches vers des résultats concrets et dans certains domaines peut être n'y a-t-il qu'un pas à franchir. Elle recommande que dans le cadre du fonctionnement du nouveau GdR PARIS une attention particulière soit apportée aux attentes des acteurs de la loi par le biais d'appel d'offres ou d'Ateliers. La Commission constate que les orientations de PARIS dont elle a eu connaissance vont dans ce sens. Quoiqu'il en soit, il convient que PARIS renforce sa collaboration avec FORPRO et en établisse une avec MOMAS.

6.2. GdR NOMADE

Le GdR NOMADE tel qu'il apparaît fin 2002 au moment de son renouvellement structure des recherches importantes autour de nouvelles matrices de confinement pour éléments séparés et des recherches plus modestes sur des cibles de transmutation. Les premières recherches, exploratoires, sur les matrices se sont décantées en deux thèmes : matrices confirmées et matrices innovantes, et le thème cible a pris plus d'importance avec le temps. Le bilan de NOMADE 1 a été présenté à la Commission : publications (84 réparties à égalité entre les matrices confirmées et innovantes, 11 sur les cibles et 19 sur des aspects généraux), thèses (6), ateliers et résultats majeurs. La Commission a déjà rendu compte des résultats acquis dans NOMADE notamment dans son rapport n° 8, où un long développement sur les matrices de confinement fait suite au rapport de synthèse du CEA remis à la Commission l'an dernier sur ce sujet. Elle ne revient ici que sur quelques points pour clarifier la situation des recherches sur les matrices à la fin 2002. Il en est de même pour les recherches sur les cibles d'irradiation déjà évaluées l'an dernier. Seuls quelques commentaires seront faits, notamment en liaison avec les recherches conduites à ITU (voir annexe 3). L'évolution de la communauté scientifique de NOMADE pour s'adapter à la convergence des recherches vers des objectifs ciblés pour 2006 a été commentée.

Les perspectives et priorités de NOMADE 2 (2003-2006) ont été établies à partir de l'état actuel du GdR. Elles concernent (se reporter en annexe 3 au rapport 8 où sont exprimées les formules chimiques des composés et en annexe 5 au présent rapport) :

- la mise en place d'un Groupe Projet pour conduire la faisabilité technique des matrices confirmées pour les actinides, l'iode et le césium et l'articulation des travaux à réaliser d'une part dans Atalante (conduits avec du plutonium 239 et 238 respectivement en 2003 et 2004) et d'autre part en laboratoires inactifs. Les matrices confirmées qui seront étudiées dans Atalante sont la zirconolite et un composite monazite/brabantite ou monazite/phosphate diphosphate de thorium pour les actinides. En laboratoire inactif il s'agira de la britholite et du composite non encore choisi qui seront alors soumis à des irradiations externes ;
- l'examen de nouvelles matrices innovantes potentielles pour le conditionnement de l'iode et du césium (verres au césium, argyrodites, phosphates, monazites, pyrochlores et apatites) ;
- les mécanismes de comportements sous irradiation pour certaines cibles (en relation avec le CPR ISMIR).

Au niveau des actions horizontales les priorités de NOMADE 2 concerneront le frittage, les moyens de caractérisation en actif, l'acquisition de données thermodynamiques notamment à haute température, la lixiviation des matrices contenant des actinides et la modélisation. À propos de la lixiviation, juge de paix de la sélection, la formalisation des protocoles et la normalisation des résultats devraient progresser. La Commission a souligné l'an dernier que la méthodologie de comparaison devait être rigoureuse et que c'était un point important. À propos des cibles les études essaient de couvrir au mieux une large plage de température, en l'absence d'indication sur le système de transmutation qui pourrait être utilisé (type de réacteur).

La présentation à la Commission des recherches conduites dans NOMADE a été l'occasion de faire le point sur les perspectives d'ici 2006 sur les trois thèmes. La Commission en retire les points suivants.

6.2.1 Matrices confirmées pour actinides mineurs

Au cours de NOMADE 2 les données déjà rassemblées dans NOMADE 1 et les données à venir doivent permettre de comparer les 4 matrices zirconolite, britholite, phosphate-diphosphate de thorium et monazite et d'établir des modèles de comportement à long terme. Il s'agit d'un programme opérationnel sur trois points : procédés d'élaboration à une échelle de la centaine de grammes, effets de la radioactivité, interactions matrices/solutions aqueuses. Ce programme s'inscrit dans la démonstration de la faisabilité technique. Le deuxième point du programme est celui qui demandera le plus d'effort dans NOMADE 2 car de nombreuses questions scientifiques s'y rattachent : mécanismes et cinétiques d'accumulation et de guérison des défauts d'irradiation, conséquences sur les propriétés macroscopiques des matériaux, sur les vitesses de lixiviation, sur les solubilités, sur l'accumulation des éléments en filiation. Ces questions n'avaient été qu'abordées dans NOMADE 1. Pour y répondre il faut élaborer dans Atalante des matrices dopées en émetteurs alpha comme le plutonium 238, procéder à des irradiations aux ions lourds notamment en présence de solutions et étudier des analogues naturels (monazites, zirconolites) qui ont accumulé pendant des millions d'années des doses importantes en raison de la présence en leur sein de radioéléments (uranium et thorium) et de radionucléides (filiations naturelles) naturels. De telles doses peuvent être atteintes par irradiation externe. Cela demande des moyens expérimentaux importants, dont certains sont seulement disponibles dans le cadre de projets internationaux. Des irradiations de zirconolite et de britholite suivies de tests de lixiviation montrent que les vitesses d'altération après irradiation avec des ions lourds n'augmentent pas.

En 2002, quelques résultats importants ont été acquis comme l'incorporation de thorium dans la britholite par une double substitution en faisant réagir la britholite avec des oxydes ou des phosphates de thorium et la synthèse du composite monazite/phosphate diphosphate de thorium à l'état de céramique. Les premiers tests de lixiviation de ce composite, dont la synthèse était annoncée, ont eu lieu. Ils montrent une extrême résistance à l'altération et une solubilité des éléments limitée par des phases secondaires, comme dans le cas des composés séparés. Ces deux synthèses prouvent que l'on peut incorporer à la fois les actinides trivalents et tétravalents dans des matrices.

6.2.2. Matrices confirmées et exploratoires pour produits de fission

Le GdR NOMADE a permis d'identifier des composés potentiels pour le conditionnement de l'iode et du césium (rhabdophane, phosphate de zirconium, phosphate de thorium, perlite) et de renforcer les études d'élaboration et caractérisation des composés connus depuis plusieurs années et essentiellement étudiés par le CEA (hollandite ferrifère et iodoapatite). Depuis l'an dernier les connaissances sur ces composés ont progressé essentiellement dans le domaine de la synthèse-caractérisation de composés monophasés chargés en éléments à confiner.

On peut considérer, fin 2002, que la faisabilité scientifique de la hollandite ferrifère est acquise. Quelques tests d'irradiation et de lixiviation de la hollandite sont en cours et les premiers résultats ont été présentés à la Commission. Les études sur l'iodoapatite sont orientées vers l'augmentation de la quantité d'iode incorporée dans le composite et l'évaluation du procédé à l'échelle industrielle. Le schéma de synthèse a été optimisé et permet d'obtenir de manière reproductible des pastilles de céramique de diamètre 25 mm avec des cœurs de 20 mm incorporant environ 1 g d'iode.

Pour les matrices prometteuses pour le confinement du césium, on notera la synthèse de rhabdophane monophasée. Il s'agit de solutions solides potassium-césium pouvant incorporer jusqu'à 26 % en masse de césium. Il convient encore d'optimiser la synthèse. À cet égard la substitution partielle du néodyme par de l'aluminium permet d'accroître le rendement de la réaction vers la formation de la rhabdophane. On notera également les synthèses des phosphates mixtes : phosphate de zirconium ou de thorium et de césium. Pour le composé au zirconium, des premiers tests de lixiviation confirment l'intérêt de ce type de structure pour le conditionnement du césium. Pour le composé au thorium, le frittage à 1 200 °C conduit à une céramique. La perlite peut être frittée. À partir de perlites imprégnées par des solutions aqueuses contenant du nitrate de césium puis traitement thermique à différentes températures, la pollucite a été obtenue puis frittée à 1 000 °C pour obtenir une céramique. Des tests de lixiviation sont en cours sur la pollucite.

Pour le conditionnement de l'iode, les argyrodites substituées font l'objet d'une première évaluation (caractérisation, altérabilité).

6.2.3. Cibles d'irradiation

Le principal défi posé par les cibles d'irradiation de l'américium (voire du curium) en mode hétérogène est de trouver la meilleure matrice inerte pour diluer un composé de cet élément, compatible avec les exigences de séjour en réacteur. Les recherches développées dans NOMADE, au CEA et à ITU visent à relever ce défi. À la suite de quelques irradiations représentatives de ce que pourrait être la transmutation en réacteur (programme EFTTRA), dont la Commission a rendu compte, les efforts se focalisent maintenant sur l'étude de l'oxyde de magnésium (après l'étude de l'oxyde double de magnésium et d'aluminium), de l'oxyde de zirconium stabilisé et des pyrochlores. Pour prévoir le comportement des matrices inertes lors de la transmutation, il faut étudier les mécanismes d'ionisation (particules chargées) et de déplacement atomique (neutrons) conduisant à l'amorphisation des cibles sous rayonnement et étudier ensuite les dommages lorsque l'irradiation se prolonge au-delà de l'amorphisation. Pour cela on utilise des irradiations avec des ions lourds et des neutrons. De nouveaux équipements sont en cours de développement comme IRRSUD au GANIL pour obtenir divers ions lourds. La prépondérance dans les effets d'irradiation de céramiques oxyde revient aux produits de fission au-delà d'un seuil de fluence. Les facteurs importants sur l'amorphisation sont les impuretés et la taille de grains, avec en particulier un retard à l'amorphisation lorsque les grains sont submicroniques. L'irradiation de matériaux amorphes ne produit pratiquement pas de gonflement. La migration des produits de fission dans les matrices inertes devient importante pour des températures supérieures à 400 °C, et l'influence de l'irradiation a pu être observée pour la migration de l'hélium. En effet ce gaz se forme à raison de plusieurs volumes par volume de cible lorsque le curium est produit par capture de neutron par l'américium. Ces recherches sont complémentaires de celles conduites à ITU où les effets d'irradiation sont plutôt étudiés en réacteurs.

Les objectifs de NOMADE 2 sur les cibles sont d'améliorer la connaissance des mécanismes d'endommagement des céramiques par irradiation, notamment de l'oxyde de magnésium et des pyrochlores. Les études à haute température seront plus largement développées. De nouvelles techniques de caractérisation seront utilisées. Les études sur les matériaux amorphes ou nanostructurés seront accentuées, ainsi que celles sur les mécanismes de

migration des gaz et des produits de fission. Enfin, le développement de la simulation numérique des effets de l'irradiation sera utilisé en support aux irradiations par ions accélérés ou en réacteur.

6.2.4. Observations de la Commission

Le GdR NOMADE est un lieu d'information mutuelle entre chimistes et physiciens du solide. Les recherches conduites dans ce GdR ont permis de faire avancer les études de matériaux pour des conditionnements spécifiques des éléments séparés et des cibles d'irradiation. Pour les premières il s'agit de synthèses de composés, de frittage de ces composés, de mécanismes d'irradiation par les rayonnements dus à la radioactivité, mécanismes de lixiviation. Pour les secondes il s'agit surtout de tenue sous des irradiations importantes en réacteur. Dans son rôle de responsable des axes 1 et 3 de la loi, le CEA intègre dans la présentation globale des résultats concernant ces axes, ceux obtenus dans le cadre de NOMADE. Beaucoup de résultats ont déjà été acquis dans le cadre de NOMADE sur les nouvelles matrices. La réflexion entreprise pour bâtir le programme de NOMADE 2 devrait permettre de surmonter quelques problèmes difficiles comme la modélisation du comportement des matériaux radioactifs soumis à une irradiation continue au cours de laquelle ils peuvent changer de structure. Ainsi, d'ici 2006, l'apport de NOMADE aura été essentiel pour le choix et la démonstration de la faisabilité technique de quelques matrices de conditionnements spécifiques pour des éléments à vie longue séparés dont on aura établi des modèles de comportement à long terme. Toutefois pour tirer tous les enseignements des expériences les observations devront être poursuivies au-delà de 2006.

La Commission note avec satisfaction la large participation de la Communauté scientifique à NOMADE 1 et 2, la qualité du travail réalisé dans NOMADE 1 en complément du programme CEA et la symbiose prévue entre CNRS et CEA dans NOMADE 2. Il en est de même de l'insertion européenne de NOMADE (6^{ème} PCRD, ITU).

La Commission prend note de la mise en place annoncée du Groupe de projet (CEA et CNRS) pour mener les études de faisabilité technique sur deux matrices de confinement confirmées pour les actinides. Les moyens expérimentaux seront

regroupés à Marcoule. Elle note également que certaines expériences préliminaires pourraient être faites en collaboration avec ITU.

La présentation des résultats de NOMADE a montré qu'il existe des points où une concertation avec le GdR Paris semble nécessaire en particulier pour aborder le problème de la pureté des actinides séparés et la nécessité ou non de séparer chaque élément. Elle encourage un rapprochement entre les deux GdR.

La Commission attire l'attention sur l'importance qu'il y aura, à l'échéance de la loi, de pouvoir faire des comparaisons rigoureuses entre les confinements apportés par les matrices céramiques et des conditionnements plus conventionnels comme des verres spécifiques. Ces comparaisons devront porter sur les propriétés intrinsèques des matériaux et sur leur lixiviation en situation de stockage. Aussi la Commission recommande-t-elle que les recherches soient conduites dans ce sens.

Il est clair que pour un mode de transmutation hétérogène, la tenue des cibles en réacteurs pendant plusieurs années est un pré-requis à toute mise en œuvre. Pour l'instant il y a peu de retour d'expérience. Aussi est-il important que les irradiations externes avec des rayonnements d'ions, qui doivent être conduites dans NOMADE 2 sur les cibles, apportent des résultats couvrant les situations réelles en réacteur. Si les cibles irradiées ne devaient pas être retraitées, il conviendrait d'examiner le comportement en entreposage et en stockage de tels matériaux. La Commission recommande de prêter une attention particulière à ces points.

6.3. MOMAS

Le groupement de recherche MOMAS (Modélisations Mathématiques et Simulations numériques liées aux problèmes de gestion des déchets nucléaires) a été créé en juillet 2002. Ce GdR associe le CNRS, l'Andra, le BRGM, le CEA et EDF.

Après une période initiale d'organisation et de lancement des projets, le GdR a commencé à fonctionner à partir de septembre 2002.

Les actions prévues relèvent de quatre thèmes principaux :

- **Couplages multidomaines (7 projets)**

Il s'agit de développer et d'analyser des méthodes de couplages des schémas numériques et/ou des modèles phénoménologiques utilisés dans différents sous-domaines du domaine de calcul.

- **Couplages multiphénomènes (2 projets)**

On vise à développer des méthodes pour la résolution numérique des couplages de phénomènes non linéaires couplés, de caractéristiques dynamiques très contrastées.

- **Modélisation mathématique. Changements d'échelles (5 projets)**

Les projets tendent à proposer des méthodes de changement d'échelles (« méthodes d'homogénéisation ») pour les sources et pour des phéno-

mènes microscopiques couplés (chimiques, mécaniques, hydrauliques ...), et de simulation de systèmes dynamiques avec de multiples échelles de temps.

- **Estimation/Prédiction (2 projets)**

Les premiers projets portent sur l'étude des incertitudes liées aux stockages des déchets nucléaires et sur la résolution du problème inverse pour la détermination des paramètres hydrauliques et de transport.

Chapitre 7

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

7.1. RECHERCHES COORDONNÉES PAR L'OCDE

La Commission a pris connaissance des enseignements acquis par l'Agence de l'énergie nucléaire (AEN) de l'Organisation de coopération et de développement économique (OCDE) et de ses programmes présents dans les domaines du stockage géologique des déchets, ainsi que de la séparation et de la transmutation des radionucléides.

L'AEN a une longue expérience de la coordination de programmes internationaux de recherche et développement ; elle s'est impliquée notamment dans les domaines de la radioprotection, de la sûreté nucléaire et des banques de données.

Le Comité de l'AEN pour la gestion des déchets radioactifs a particulièrement concentré son attention sur le stockage géologique des déchets (et, spécialement, de sa sûreté). C'est sous les auspices de ce comité qu'ont été effectuées les « revues par des pairs » des études ou projets de dépôts aux États-Unis, au Japon, en Belgique, en Suède, en Suisse et en France (dossier « 2001 Argile »).

Le Comité de l'AEN pour les questions scientifiques patronne le développement d'outils et de bases de données en la forme de projets coopératifs. La base de données thermochimiques, le projet « Sorption », les projets GEOTRAP et AMIGO sont les projets les plus directement liés aux recherches sur le stockage géologique.

Le projet « **base de données thermochimiques** » a pour objectifs de mettre à la disposition des scientifiques des données de thermodynamique chimique pour certains éléments, leurs composés et les espèces qu'ils forment dans diverses solutions. Les données sélectionnées proviennent de tous les travaux expérimentaux originaux, après des analyses critiques approfondies. Ces données cohérentes et reconnues sont publiées et peuvent dès lors être utilisées dans les modèles calculant les simulations numériques de systèmes de stockage.

C'est ainsi que, depuis 1992, des données ont été établies pour les composés inorganiques de l'uranium, du plutonium, du neptunium, de l'américium et du technétium. Le travail est en cours pour les composés inorganiques du nickel, du sélénium et du zirconium et pour les composés organiques de tous les éléments cités, qui correspondent aux radionucléides considérés comme critiques pour la sûreté des dépôts géologiques de déchets radioactifs. Une nouvelle phase du projet est en cours pour étendre la sélection des données à d'autres éléments.

Le projet « **Sorption** » remonte à 1996. Il visait à l'origine à décrire l'état de l'art des modèles mécanistiques de sorption et des possibilités de leur application pour justifier les représentations utilisées dans les calculs de sûreté, où sont couramment utilisés les coefficients (K_d) de partage des radionucléides entre solide et solution. À l'issue d'une première phase, les membres du projet ont conclu que des modèles de sorption tenant compte explicitement ou implicitement de la spéciation en solution des éléments et basés sur des bilans de matières et sur la loi d'action de masse pour les réactions entre espèces et surfaces des solides pouvaient fonder la justification de l'utilisation des valeurs des K_d utilisées. Mais par la suite les membres du projet, qui ont publié en 2001 un rapport de synthèse, ont aussi constaté que la diversité des méthodes de mise en œuvre des modèles de sorption limite la crédibilité de ce type de démarche pour les profanes en la matière. Or la confiance dans les évaluations de sûreté dépend du crédit attaché à l'application des modèles.

C'est pourquoi une deuxième phase du projet est entreprise pour évaluer aussi objectivement que possible les avantages, inconvénients et limites des approches consistant à appliquer des modèles thermodynamiques de sorption pour la prédiction ou l'interprétation de la sorption de radionucléides sur des géomatériaux. Cette évaluation devrait conduire à l'expression de recommandations pour l'utilisation de ces modèles à ces fins.

Le projet international **GEOTRAP** d'étude du transport des radionucléides dans des milieux géologiques hétérogènes, qui vient de s'achever, a permis d'identifier les questions essentielles relatives aux phénomènes de migration des radionucléides dans ces milieux, à leur modélisation et aux moyens pratiques de traiter ces questions. Le projet s'est articulé suivant cinq axes d'études : expériences avec traceurs, variabilité spatiale, objets géologiques hydrauliquement conducteurs, modèles, processus de rétention. De nombreux enseignements ont été tirés de ce projet, qui a suscité, à son terme, le lancement d'un nouveau projet, **AMIGO**, sur un thème plus large. AMIGO s'étend de la compréhension des phénomènes de migration et de leur modélisation jusqu'aux objets géologiques pour améliorer la représentation de la géosphère et des calculs de performance jusqu'à l'évaluation globale de sûreté. C'est un projet de longue haleine – sa première phase durera six années – et son lancement intervient au moment même où le présent rapport est établi.

*
* * *

Dans le domaine de la **séparation** et de la **transmutation**, depuis 1989, l'action de l'OCDE consiste en une mission de coordination et de synthèse.

L'AEN coordonne depuis longtemps la coopération scientifique sur l'évaluation des données nucléaires et sur le développement des modèles nucléaires. L'AEN compile les données nucléaires expérimentales et assure la diffusion des données compilées et évaluées.

Plus spécifiquement, sur les systèmes de transmutation, l'AEN a organisé :

- des exercices d'intercomparaison de calculs nucléaires (calculs d'ensemble d'un système hybride, calcul des conséquences d'un arrêt du faisceau de protons dans un système hybride, ...) ;
- des ateliers (sur la séparation des actinides, sur les procédés pyrochimiques de séparation, sur l'utilisation et sur la fiabilité des accélérateurs de protons...).

Les activités présentes de l'AEN sont organisées en un groupe de travail sur les questions scientifiques de la séparation et de la transmutation [*The*

Working Party on Scientific Issues in P & T – WPPT], articulé en quatre sous-groupes :

- « Utilisation, fiabilité des accélérateurs », qui évalue les performances des accélérateurs, des cibles de spallation et des fenêtres pour les systèmes hybrides ;
- « Séparation chimique » ;
- « Combustibles et matériaux » ;
- « Études de systèmes de transmutation » (systèmes critiques et sous-critiques).

Ces quatre sous-groupes établiront des rapports finaux en 2004.

L'AEN a récemment publié deux importants rapports de synthèse :

- Rapport sur la séparation et la transmutation des actinides et des produits de fission (1999).
- Systèmes pilotés par accélérateurs ou réacteurs à neutrons rapides, insérés dans des cycles de combustibles avancés : étude comparative (2002).

*
* * *

Les projets de l'OCDE ont véritablement exercé le rôle de forums internationaux de spécialistes, stimulant les échanges et contribuant à la clarification et à l'amélioration des méthodes et des connaissances.

Les résultats obtenus ont été communiqués à un large public, grâce à des rapports de synthèse d'une grande clarté.

7.2. LE RAPPORT SAFIR 2 (BELGIQUE)

Le rapport SAFIR 2 établi par l'ONDRAF a été présenté à la Commission le 19 décembre 2002.

Ce rapport synthétise l'ensemble des acquis techniques et scientifiques disponibles à l'issue de la deuxième phase (1990-2000) du programme de recherche et de développement méthodologique relatif à la mise en dépôt final des déchets radioactifs des catégories B et C au sein d'une formation argileuse peu indurée, en Belgique. Ce rapport succède au rapport SAFIR qui avait clos la première phase de R & D méthodologique (1974 - 1989).

Le rapport SAFIR-2 présente aussi une évaluation de la sûreté radiologique à long terme et une évaluation des coûts ; elles ne sont pas présentées dans ce qui suit.

Le rapport SAFIR-2 intègre notamment les observations acquises au moyen du laboratoire souterrain HADES, situé à l'aplomb du site du CEN-SCK à Mol, dans la couche d'argile de Boom, à une profondeur de l'ordre de 220 mètres. Le premier puits du laboratoire a été foncé de 1980 à 1982 et le laboratoire exploité et étendu depuis lors. De nombreuses expériences y ont été menées, nombre d'entre elles dans le cadre de collaborations internationales.

C'est dans ce laboratoire souterrain (et dans des laboratoires de surface) que le comportement des radionucléides a été étudié.

L'argile de Boom, dans la zone étudiée, étant caractérisée par une conductivité hydraulique verticale et un gradient hydraulique naturel très faibles, la migration des radionucléides y dépend essentiellement du phénomène de diffusion, l'advection ne jouant qu'un rôle secondaire. Un essai de migration, à échelle métrique, commencé en 1988 et poursuivi depuis lors, a démontré que la migration de l'eau tritiée relève d'un processus diffusif. Un essai de percolation, sous un gradient hydraulique très élevé, mené durant sept années, avec pour traceur du césium-134, indique que, même dans ces conditions extrêmes, la migration du césium est déterminée par la diffusion.

Le comportement géochimique des radionucléides, les interactions entre l'argile et les espèces des éléments ainsi que l'incidence de la présence de matière organique en quantité élevée dans l'argile de Boom ont aussi été longuement étudiés, tant dans la partie non altérée de la formation argileuse que dans la zone oxydée proche des ouvrages souterrains. Les paramètres de migration des espèces (Cs^+ , I^- , HCO_3^-) non sensibles au potentiel d'oxydo-réduction et peu sorbés ont pu être déterminés avec des incertitudes assez faibles, sauf pour l'ion bicarbonate. Il n'en va pas de même pour les éléments fortement sorbés et/ou sensibles au potentiel d'oxydo-réduction (produits de fission : Se, Tc, actinides). Il est à noter que la pression partielle du dioxyde de carbone dans l'argile de Boom est une grandeur mal connue, de laquelle dépendent les paramètres de migration.

L'étude du comportement de la matière organique dans l'argile de Boom et du comportement des complexes actinides-matière organique a été particulièrement approfondie en raison du pouvoir complexant de la matière organique avec les radionucléides, notamment pour les actinides trivalents. Cette étude a été focalisée sur le comportement de l'américium. Il est établi que les complexes formés par l'américium avec la matière organique en solution sont les principaux vecteurs de la migration de cet élément. Le spectre moléculaire de la matière organique influence la migration de l'américium, l'argile de Boom ayant une capacité de rétention des molécules organiques qui augmente avec leur masse : pour les grosses molécules (poids moléculaire supérieur à 100 000), elle agit comme un ultrafiltre.

Les perturbations induites par les travaux d'excavation font l'objet d'une étude permanente, les propriétés géomécaniques devant être évaluées de façon très complète. Les techniques de fonçage des puits et galeries ont été progressivement adaptées, jusqu'à la mise en œuvre, dans la galerie la plus récemment foncée, d'un procédé de creusement rapide et aussi peu perturbateur que possible. La réponse hydromécanique instantanée de la roche est désormais bien caractérisée, mais des modèles nouveaux de comportement doivent être développés. L'étude des effets différés dus à la viscosité de la roche et aux variations des pressions interstitielles devra se poursuivre longtemps encore.

Les perturbations causées par l'émission de chaleur et de rayonnement dans la roche ont fait l'objet d'une longue expérience *in situ* (essai CERBERUS, 1987-1998), au cours de laquelle le comportement de divers matériaux qui pourraient être utilisés dans le « champ proche » a été éprouvé. Il a pu être conclu que ni la composition minéralogique de l'argile de Boom ni les caractéristiques de la solution interstitielle ne sont significativement modifiées par le réchauffement et par l'irradiation.

L'exploitation du laboratoire HADES se poursuit. Le programme expérimental comporte notamment deux projets de démonstration :

- projet PRACLAY, pour l'étude directe de la possibilité technique et économique de mettre des déchets vitrifiés en dépôt dans l'argile de Boom ;
- expérience RESEAL de scellement d'un puits.

Les expériences en laboratoire de surface et en laboratoire souterrain ont permis à l'ONDRAF de disposer de données suffisantes pour effectuer des calculs de vérification de la sûreté d'un dépôt de déchets vitrifiés. Quoiqu'il ne soit pas utile d'en rapporter ici les résultats, il paraît opportun d'indiquer le concept proposé pour le dépôt, et une hypothèse majeure retenue par l'ONDRAF :

- les déchets seraient déposés dans des galeries de deux mètres de diamètre, revêtues de béton et remblayées au moyen de blocs constitués d'un mélange d'argile gonflante, de sable et de graphite (épaisseur totale : 70 cm). Les colis de déchets, formés du colis primaire inséré dans un conteneur en acier inoxydable de 3 cm d'épaisseur, seraient placés dans un « tube de dépôt » en acier inoxydable d'un centimètre d'épaisseur, au cœur du matériau de remblayage ;
- compte tenu des incertitudes qui subsistent quant à la durabilité des verres dans l'argile de Boom, l'ONDRAF admet, de façon particulièrement prudente, que le système verre-eau-argile n'évolue pas vers l'établissement des conditions de saturation et que la durée de vie des colis de déchets est de l'ordre de 10 000 ans. Cette hypothèse a pu être exprimée parce qu'il a été démontré que la durabilité du verre n'aurait pas d'impact sur le flux des radionucléides vers la biosphère, et que l'amélioration de la connaissance des propriétés du verre n'est pas, dans l'immédiat, nécessaire.

Les simulations numériques de fonctionnement du dépôt ont été réalisées au moyen de logiciels choisis sur le marché. La plupart des calculs ont été effectués en deux dimensions.

7.3. INSTITUTIONS INTERNATIONALES ; ÉTUDES ET TRAVAUX DANS QUELQUES PAYS ÉTRANGERS

Union européenne – Commission européenne

Deux propositions de directives, la première définissant les obligations de base et les principes généraux dans le domaine de la sûreté des installations nucléaires, la deuxième sur la gestion du combustible nucléaire irradié et les déchets sur la gestion du combustible nucléaire irradié et les déchets radioactifs ont été adoptées par la Commission le 30 janvier 2003.

Le cinquième programme-cadre EURATOM est venu à terme ; les résultats dans le domaine de la gestion des déchets en seront présentés à la fin du mois de mars 2004. La décision du Conseil européen sur le sixième programme-cadre EURATOM a été publiée au Journal Officiel des communautés européennes le 29 août 2002. Le Conseil a adopté le 30 septembre 2002 une décision d'application et le premier appel d'offres a été publié le 17 décembre 2002.

La Commission met en place de nouveaux instruments pour mettre en œuvre les programmes de recherches :

- les projets intégrés,
- les réseaux d'excellence.

Les projets intégrés mobiliseront une masse critique de ressources nécessaires pour atteindre des objectifs scientifiques et techniques ambitieux clairement définis. Une grande partie des ressources financières du programme-cadre EURATOM sera affectée à de tels projets.

Agence Internationale de l'Energie Atomique (AIEA)

Un projet de norme applicable au stockage géologique des déchets a été élaboré en 2002 et approuvé par le Comité des normes sur la sûreté de la gestion des déchets, afin que ce projet soit soumis, pour commentaires, aux États membres de l'AIEA.

Une conférence sur les questions soulevées par la gestion des déchets radioactifs et sur les tendances qui se dégagent a été tenue, au siège de l'AIEA, du 9 au 13 décembre 2002. Un des sujets importants discutés lors de cette conférence est la constatation du recours croissant à l'entreposage de surface et la question : l'entreposage de surface est-il une option viable à long terme ? Une note de doctrine a été élaborée sous les auspices de l'AIEA, où il est fait état des arguments techniques et philosophiques en faveur et en défaveur de cette option, par comparaison à l'option « stockage géologique ». Cette note de doctrine est en voie de publication.

Comité scientifique des Nations-Unies sur les effets des rayonnements ionisants (UNSCEAR)

Le Comité a décidé, en janvier 2003, de commencer un nouveau cycle d'études d'une durée de

quatre années et défini les questions qu'il traitera au cours de ce cycle.

Parmi les questions choisies, on relève :

- effets génétiques des expositions aux rayonnements ionisants ;
- effets autres que le cancer, qui pourraient être dus à des expositions aux rayonnements ionisants.

Allemagne

La procédure d'autorisation du dépôt de Konrad s'est achevée le 22 mai 2002, l'Etat de Basse-Saxe ayant approuvé un projet portant sur 303 000 m³ de déchets. Mais huit procédures judiciaires* ont été engagées à l'encontre de cette autorisation.

Un contrat d'études pour répondre aux questions sur la sûreté du projet de dépôt géologique à Gorleben a été souscrit au début de 2003.

Le Groupe de travail sur les procédures de sélection de site de dépôt géologique (comité « Ak End »), institué en 1999, a présenté ses recommandations le 17 décembre 2002. Il est prévu d'ouvrir un débat public sur ces recommandations.

Canada

La loi sur les déchets de combustibles nucléaires est entrée en vigueur le 15 novembre 2002. Cette loi institue une société de gestion. La société de gestion devra remettre, au plus tard le 15 novembre 2005, un exposé de ses propositions de gestion. Chacune des méthodes ci-après devra faire l'objet d'au moins une proposition :

- évacuation en couches géologiques profondes dans le Bouclier Canadien ;
- entreposage à l'emplacement des réacteurs nucléaires ;
- entreposage centralisé en surface ou souterrain.

Chine

Deux premiers forages de reconnaissance du site granitique de Beishan (province de Gansu) ont été effectués en 2002, un troisième est prévu en 2003.

États-Unis

Les études pour la constitution du dossier de demande d'autorisation de dépôt de Yucca Mountain se poursuivent, avec l'objectif, maintenu, de remettre ce dossier à l'autorité de sûreté à la fin de l'année 2004.

Par ailleurs, le Ministère chargé de l'énergie (DOE) a sollicité le *National Research Council* pour le conseiller sur une stratégie de « Planification progressive » (« *adaptive staging* ») de création du dépôt géologique de Yucca Mountain. Le *National Research Council* a publié son rapport* en février 2003, en traitant de façon générique ce type d'approche « étape par étape », puis en considérant son application spécifique au projet de dépôt de Yucca Mountain.

Le *National Research Council* conclut qu'une telle approche est préférable à une méthode classique, séquentielle, de planification, car elle permet de mieux prendre en compte les informations disponibles et les innovations technologiques. Une démarche de cette nature faciliterait les réorientations nécessaires. Elle ne pourrait être adoptée qu'en accord avec l'Autorité de sûreté.

Le DOE a publié un rapport décrivant un nouveau programme de recherches : « *Advanced Fuel Cycle Initiative* » (AFCI), qui a été transmis au congrès à sa demande pour répondre à une série de questions sur les programmes de recherche dans les domaines de la séparation et de la transmutation des déchets.

Le DOE n'a pas répondu autrement que de façon préliminaire, voire approximative, à certaines des questions posées ; par contre, le DOE présente de façon détaillée sa stratégie actuelle dans le domaine de la fin du cycle nucléaire.

Le nouveau programme AFCI succède, en l'élargissant, au programme « *Advanced Accelerator Applications* » (AAA) créé en 2000 (voir le rapport n° 7 de la CNE, § 4.4.6)

Le programme AFCI propose de poursuivre les actions antérieurement engagées dans le programme AAA, dont l'objectif essentiel était le développe-

* Trois d'entre elles ont, entre temps, été retirées.

* One Step at a Time : The Staged Development of Geologic Repositories for High-level Radioactive Waste.

ment d'un système hybride mais en ne les considérant que comme une partie d'un programme qui comprend désormais deux volets :

- premier volet (« *AFCI Series One* ») : optimisation de l'utilisation de la capacité du dépôt géologique. Ce volet comporte le développement de technologies de retraitement, principalement le procédé UREX (« Uranium Extraction ») d'extraction de l'uranium pour recyclage futur, ou stockage en tant que déchet de faible activité. Il comporte aussi l'étude des modalités de recyclage du plutonium et du neptunium ;
- deuxième volet (« *AFCI Series Two* ») : développement de technologies résistantes à la prolifération, qui permettent de résoudre les problèmes associés à la gestion finale des combustibles usés. Les efforts de R & D seront axés sur les technologies avancées de retraitement, résistantes à la prolifération, et sur les systèmes de transmutation au moyen de neutrons rapides (réacteurs critiques à neutrons rapides et systèmes sous-critiques pilotés par accélérateur). Le deuxième volet comportera le développement de procédés pyrométallurgiques de retraitement, le développement de combustibles avancés pour la transmutation et les études liées aux systèmes hybrides.

Japon

L'Administration a défini les critères de sélection des sites candidats à une étude préliminaire et les caractéristiques requises d'un site de stockage géologique de déchets radioactifs. Cette étape administrative est la première du processus de sélection d'un site.

Un programme triennal de recherche et développement technologique pour les systèmes hybrides a été approuvé. La réalisation de l'accélérateur du projet KEK (voir le rapport annuel n° 8, annexe 6) progresse normalement ; 60 % des contrats ont été souscrits ; les travaux de génie civil sont en cours sur le site.

Suède

La réalisation d'une caverne supplémentaire et d'une piscine pour accroître la capacité de l'installation d'entreposage central sous eau de combustible usé (CLAB) poursuit son cours.

SKB a commencé les travaux de reconnaissance de sites potentiels de dépôt géologique profond de combustible usé sur le territoire des communes d'Östhammar et d'Oskarshamn.

Les travaux de développement et de démonstration des possibilités de stockage suivant la méthode décrite dans le rapport d'étude « KBS3 » se poursuivent au laboratoire souterrain d'Äspo (notamment le « dépôt-prototype ») et dans l'atelier-pilote de conteneurisation, où les essais du procédé de fermeture des conteneurs par soudage par friction commencent.

Suisse

L'étude de faisabilité du stockage géologique des déchets de haute activité et des déchets de moyenne activité à vie longue a été soumise par NAGRA au Gouvernement, en décembre 2002, pour examen.

L'importance de cette étude du stockage en couche argileuse est telle que la Commission l'examinera de façon plus approfondie et en présentera le contenu dans son prochain rapport.

Les expériences dans les laboratoires souterrains de Grimsel et Mont Terri se poursuivent en collaboration avec des scientifiques étrangers. L'autorisation, par la République et Canton du Jura, d'une nouvelle phase d'essais à Mont Terri est attendue prochainement. Plusieurs des expériences prévues sont décrites dans ce rapport (voir chapitre 4, § 4.8 et annexe C au chapitre 4).

Annexe 1

Composition de la Commission Nationale d'Évaluation au 1^{er} juin 2003

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

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

Commission Nationale d'Évaluation

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

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

Annexe 2

Congrès international - "Clays in natural and engineered barriers for radioactive waste confinement"

[Les argiles dans les barrières naturelles et ouvragées pour le confinement des déchets radioactifs]

(Reims, 9-12 décembre 2002)

Cette manifestation a permis de réunir quasi toutes les informations disponibles sur les matériaux argileux dans le cadre de leur utilisation pour confiner les radionucléides. Elles ont été présentées sous onze rubriques et proviennent essentiellement des études engagées dans les programmes de recherche des laboratoires souterrains de Mol, du Mont Terri, de Tournemire et de Bure (argilite) mais aussi de Grimsel et d'Äspö (granite) pour les barrières ouvragées. La Commission a évoqué à maintes reprises les résultats de ces programmes dans tel ou tel domaine. L'intérêt du congrès a été de faire le point sur l'état actuel des recherches dans tous les domaines et de les mettre en perspective les unes par rapport aux autres. Certains résultats présentés doivent conduire à des articles scientifiques dans des périodiques à comité de lecture. On examine ici quelques enseignements en relation avec les recherches conduites par l'Andra, dans des domaines qui n'ont pas fait l'objet d'une présentation par la Commission dans son rapport n° 8.

Chimie des eaux porales des matériaux argileux

Toutes les présentations insistent sur les difficultés qu'il y a pour caractériser la composition de la solution aqueuse retenue dans les bentonites et les matériaux argileux naturels. Le prélèvement direct de cette solution dans les argilites, en minimisant les perturbations pouvant conduire à une altération, est au point, mais la technique est lourde et la production est minimale (quelques litres en 5 ans au Mont Terri). Les volumes récoltés ont permis d'établir une caractérisation probablement proche de la réalité, mais certains paramètres (pression partielle de CO₂ par exemple) sont atteints après corrections. Aucune mesure directe *in situ* du pH et de E_h n'a encore donné de valeurs incontestables. Toutefois les systèmes expérimentaux sont en place à Mol et au Mont Terri et en test en laboratoire. Les autres méthodes indirectes consistent à extraire le fluide poral par succion ou mieux par pression d'échantillons (jusqu'à 500 MPa) le plus rapidement possible après leur carottage. Mais cela donne un fluide dont la composition est perturbée (possibilité d'oxydation et de dissolution de minéraux) même si l'échantillon ne l'est pas ; cette méthode n'est pas applicable aux matériaux très secs (8 % d'eau au minimum). Enfin on peut procéder par mise à l'équilibre du matériau avec une solution de composition initiale connue. Les variations de composition permettent de connaître quels éléments et donc quels minéraux interviennent dans le processus de contrôle de la composition du

fluide poral. Les résultats obtenus par ces méthodes ont été largement confrontés aux caractéristiques réelles des solutions récoltées *in situ* et les limites des méthodes sont connues. Les méthodes indirectes permettent de faire de nombreux échantillonnages. L'ensemble des données a permis de dégager les couples acido-basiques (carbonates/CO₂, groupement silanol/Na⁺/H⁺) et redox (pyrite/sulfates ou thiosulfate) qui contrôlent pH et E_h des solutions et aide à leur modélisation. La modélisation la plus complète est fondée sur la solubilité des minéraux, la prise en compte des réactions de sorption et les interactions électrostatiques, la seule variable indépendante étant la pression partielle de CO₂ (d'où l'importance de sa mesure ou de son évaluation) et les teneurs en ions halogénures non contrôlées par un minéral.

Rétention-Sorption

La sorption des cations (voire d'anions oxygénés de technétium ou de sélénium) sur les matériaux argileux est comprise et bien modélisée par le modèle général de complexation de surface (par les sites amphotères silanol et/ou les sites permanents vus aussi comme des sites d'échange d'ions), qui n'a pas encore de concurrent sérieux de type formation de solutions solides avec les minéraux—équilibre en solution. Le désavantage des premiers est qu'ils ne tiennent pas compte de l'irréversibilité à terme de la sorption, bien connue pour certains éléments comme le césium ou l'uranium. Les expériences de sorption présentées soit sur la bentonite ou les argilites ont montré que pour des conditions expérimentales étroitement contrôlées (ce qui n'est pas toujours le cas) l'accord expérience-modèle est bon. La présence de matière organique dans les matériaux bruts peut conduire à des comportements particuliers mettant en jeu des colloïdes.

Diffusion

La mesure de la diffusion des ions iodures et chlorures dans des bentonites en fonction de leur densité montre bien le phénomène d'exclusion anionique et confirme pour les ions iodures que les valeurs du coefficient de diffusion effectif sont dix fois inférieures à celle de l'eau. Des valeurs de D_e pour les anions sélénites et pertechnétates dans la bentonite MX 80 ont été mesurées. L'existence de deux porosités pour la bentonite est confirmée et l'eau porale est quasiment de l'eau libre. Les expériences de diffusion *in situ* à Mont Terri montrent qu'il faut attendre trois ans pour obtenir des données exploitables. Une expérience de diffusion dans la fracture principale qui traverse le labo-

ratoire a par ailleurs été conduite de novembre 1999 à février 2001 parallèlement à une modélisation tridimensionnelle. Des travaux expérimentaux (en forage) et de modélisation de la couche d'argile à Opalinus sur le site de Benken ont permis d'établir que le transport s'y effectue par diffusion moléculaire. Il a aussi été possible de conclure que les propriétés (notamment les coefficients de diffusion), mesurées à échelle métrique sur plusieurs mois, valent aussi pour le comportement « en grand » (sur des dizaines de mètres et des millions d'années) de la formation argileuse étudiée.

Réponse à une perturbation alcaline

a) Barrières ouvragées

La perturbation des matériaux argileux (bentonite) proposée pour la réalisation de barrières ouvragées, par des fluides alcalins de pH compris entre 10 et 13,5, tels que les solutions que produirait la lixiviation de matériaux cimentaires (constitutifs d'ouvrages ou d'enveloppes de colis), a été intensivement étudiée. De tels fluides contiennent notamment des cations K^+ , Na^+ et Ca^{2+} .

Une telle perturbation, lorsqu'elle se produit à température élevée (colis thermogènes) quelle que soit la composition du fluide alcalin interagissant avec le matériau argileux de la barrière ouvragée, entraîne un processus de dissolution, un échange cationique et la formation de phases secondaires (quartz, feldspath, zéolites, phases amorphes).

La surface spécifique des minéraux argileux décroît après interaction alcaline. Les cations sortant de la barrière ouvragée sont principalement Na^+ et K^+ , alors que Ca^{2+} et Mg^{2+} paraissent retenus par la bentonite. Il est à noter que la formation de zéolites intervient en système fermé, mais non en système ouvert, lorsque le transport des cations Na^+ et K^+ est rapide.

b) Argilite

L'effet d'une perturbation alcaline sur l'argilite a aussi été évalué, notamment en étudiant l'adsorption des ions OH^- et des cations associés. Des isothermes d'adsorption ont pu être établies.

Une étude d'évaluation des effets d'une perturbation alcaline « cimentaire » sur les composés organiques contenus dans l'argilite du Callovo-Oxfordien a aussi été effectuée. L'oxydation qui résulte de la perturbation peut induire la formation de composés solubles à haut pouvoir complexant. Pendant la durée des essais en laboratoire, la matière organique oxydée a inhibé les transformations des minéraux argileux. Toutefois, l'accroissement de ligands organiques de faible poids moléculaire et la diminution de la teneur en carbone pourraient avoir pour effet, à terme, d'accroître le taux de dissolution.

Zone perturbée par l'excavation des ouvrages (EDZ)

L'EDZ a fait l'objet de premières observations approfondies à Mol (Belgique) et à Mont Terri (Suisse).

À **Mont Terri**, l'observation structurale de l'EDZ a été pratiquée par injection d'une résine époxy dopée à la fluorescéine qui s'infiltre dans les fractures, qui peuvent ainsi être visualisées sur un échantillon prélevé par « sur-carottage ».

La transmissivité hydraulique de l'EDZ a pu être mesurée d'abord au gaz, puis par injection d'eau porale reconstituée et d'eau désionisée dans les fractures de l'EDZ.

Les essais au gaz ont révélé une forte hétérogénéité locale de réseau de fractures.

La transmissivité hydraulique de l'EDZ est de plusieurs ordres de grandeur supérieure à celle de la roche non perturbée. Les essais ont été répétés à plusieurs reprises, pendant une année, et ont donné des résultats décroissants, attestant d'une cicatrisation du réseau de fractures concomitante à la resaturation de l'EDZ.

Un modèle conceptuel de l'EDZ à Mont Terri a pu être établi, à l'échelle du diamètre du tunnel. La question de l'interconnexion (structurale et hydraulique) de réseaux locaux de fractures est ouverte.

À **Mol**, les scientifiques ont mis à profit le fonçage d'un deuxième puits et l'excavation de la galerie de liaison pour étudier l'EDZ.

Quelques conclusions importantes ont pu être tirées des premières observations, essentiellement structurales :

- toutes les méthodes d'excavation induisent une fracturation, alors même que la convergence de la roche est limitée à un niveau aussi faible que possible ;
- la dessiccation de l'argile a un effet dommageable sur sa structure ;
- l'argile de Boom a une grande capacité d'auto-cicatrisation, ainsi que l'atteste, par exemple, la disparition d'anciens forages ;
- les fractures autour des excavations ont une forme tout à fait caractéristique.

Annexe 3

Visite de la CNE à l'institut des Trans-Uraniens de Karlsruhe (Panorama des recherches effectuées à l'ITU dans le domaine de la gestion des déchets radioactifs à vie longue)

20-21 novembre 2002

La Commission a visité l'Institut des éléments transuraniens (ITU) du Centre de Recherche Commun de l'Union européenne, situé à Karlsruhe, pour s'informer des recherches conduites dans cet institut en rapport avec les axes de la loi, physico-chimie des actinides, séparation-transmutation et caractérisation et lixiviation du combustible irradié. On examine dans ce qui suit les particularités de ces recherches.

L'ITU est un institut de renommée mondiale. L'activité de l'ITU et notamment ses programmes de recherches sont liés à son appartenance au centre commun de recherches de l'Union européenne. Cela les oriente vers les préoccupations d'actualité d'Euratom et, pour l'instant, sur les thèmes cités ci-dessus.

Actinides

Les recherches sur les actinides conduites à l'ITU sont depuis longtemps réputées. Il s'agit essentiellement de physique du solide sur monocristaux d'alliages métalliques (actinides-éléments métalliques) ou de composés apparentés (actinides-éléments non métalliques) dans lesquels les électrons 5f sont plus ou moins délocalisés et d'oxydes, où, au contraire, ils sont localisés. Tous ces matériaux offrent la possibilité d'études très fondamentales sur les actinides (changements de structure, magnétisme, propriétés thermiques en fonction de la température et de la pression). Des propriétés magnétiques importantes des actinides ont été découvertes à l'ITU en liaison avec ce comportement des électrons 5f. L'ITU constitue une base de données des propriétés des composés d'actinides. La connaissance des propriétés des composés solides des actinides (oxydes, nitrures, métaux et alliages, et autres) trouve des applications directes dans les recherches sur les combustibles pour réacteurs ou les combustibles innovants et les cibles pour transmutation des actinides. La maîtrise de techniques de pointe de caractérisation de solides très radioactifs permet l'examen post-irradiation des combustibles et cibles (voir ci-dessous pour les expériences du programme EFTTRA). Un nouveau domaine s'ouvre avec la synthèse de films minces d'actinides et d'autres éléments par condensation à partir de phases gazeuses de ces éléments. Leur composition est d'une richesse inouïe. Les aspects chimiques des actinides sont couverts dans les études sur les combustibles et la séparation poussée.

Combustibles neufs et usés de réacteurs

Ces recherches ne sont qu'apparentées aux recherches qui intéressent la Commission. Il s'agit d'une part de caractérisation

de combustibles dits avancés à l'uranium et au plutonium (UOX et MOX) avant et après passage en réacteur (modifications de structure, propriétés thermiques et thermodynamiques des composants), par exemple combustible à oxyde d'uranium à très haut taux de combustion ($100 \text{ GWj}^{-1}\text{t}^{-1}$) et d'autre part de fabrication de pastilles de combustibles oxyde ou de billes de combustible pour réacteur à haute température (oxyde de matière fissile enrobée dans du graphite). Ces études sont réalisées pour la plupart sous contrat. Celles portant sur la caractérisation de matériaux ou de combustibles usés pour un long entreposage et/ou un stockage sont souvent ouvertes à collaborations. On étudie à l'ITU : les effets de l'auto-irradiation alpha par dopage de l'oxyde d'uranium avec du plutonium 238 ou de l'uranium 233 y compris la production d'hélium, la lixiviation de cet oxyde dopé ou de combustibles usés en situations oxydante ou non oxydante, y compris l'identification des phases secondaires formées. Des aspects particuliers de ces thèmes ont été examinés dans des précédents rapports de la Commission et certains sont évoqués dans le présent rapport.

Séparation et transmutation (S-T)

L'idée générale qui prévaut pour les recherches dans le domaine de la S-T est qu'il faut s'intéresser à l'incinération du plutonium en mode homogène et de l'américium en mode hétérogène, car celle du neptunium en mode homogène pose moins de problèmes. Pour le plutonium, des recyclages seront nécessaires, l'américium pouvant être transmuté avec un bon rendement sans retraitement. L'ITU étudie pour le plutonium des combustibles oxydes, nitrures ou métalliques et pour l'américium des cibles de transmutation à base d'oxydes. Ces oxydes pourraient aussi servir pour un entreposage d'américium, voire un stockage, et pour l'entreposage du curium.

L'ITU a produit en 2001 un rapport scientifique qui fait la synthèse des connaissances mondiales sur les matériaux (oxydes, nitrures, carbure, métaux) susceptibles d'être utilisés pour faire des combustibles ou des cibles de transmutation*. On y trouve l'état de l'art. Les contraintes scientifiques qui orientent les choix des matériaux sont expliquées et les infrastructures permettant les irradiations en réacteur et les examens postérieurs sont décrits. Pour les combustibles, il est recommandé de développer en coopération européenne les

* Advanced Fuel Cycles for Accelerator-driven systems : Fuel Fabrication and Reprocessing, EUR 19928 EN.

oxydes thorium-plutonium-actinides mineurs, zirconium-plutonium-actinides mineurs et plutonium-actinides mineurs. Le développement ne peut se dérouler sur une période inférieure à quinze ans (cinq ans pour la préparation, dix ans pour les irradiations et examens post-irradiation). Pour les cibles, il est recommandé de travailler sur les composites CerCer oxyde de magnésium-oxyde de zirconium-actinides mineurs et CerMet acier-oxyde de zirconium-actinides mineurs. Une période de dix ans semble nécessaire pour dérouler une étude systématique. Les nombreux points à étudier pour réduire les incertitudes de tenue en réacteur sont indiqués dans chaque cas. Ce rapport montre bien que les recherches conduites au rythme actuel en matière de combustibles et cibles de transmutation seront longues pour aboutir à une industrialisation.

Les recherches actuelles en S-T à l'ITU sont conformes aux conclusions de ce rapport et appartiennent à des thématiques désormais classiques et souvent évoquées dans les rapports de la Commission : séparation par voie aqueuse ou par pyrochimie essentiellement pour isoler *in fine* uranium, plutonium, américium et curium, fabrication de combustibles pour incinération du plutonium et de cibles de transmutation à base d'américium et, finalement, caractérisation après irradiation de ces combustibles et de ces cibles. À cet égard un nouvel ensemble de chaînes blindées vient d'être mis en route pour travailler sur des actinides mineurs (jusqu'à 5 grammes de curium).

Séparations

C'est à l'ITU que des essais en actif des procédés DIAMEX et SANEX ont eu lieu dans le cadre du programme Newpart (4^{ème} PCRD). Les recherches portent sur la séparation de l'américium (et curium) des lanthanides par extraction liquide-liquide en utilisant des molécules BTP à partir de milieux plus acides que ceux utilisés habituellement, et renfermant ou non des complexants des lanthanides pour éviter leur extraction (voir rapport n° 8 pages 22 et 75). Par exemple ceux-ci sont obtenus en dissolvant 1,5 kg de combustible MOX usé dans 7,5 litres d'acide nitrique puis en extrayant uranium et plutonium du milieu acide ainsi obtenu par un procédé PUREX optimisé. Il reste une solution de produits de fission très active représentative de solutions réelles d'une installation industrielle de retraitement. Dans le programme Partnew (5^{ème} PCRD), les procédés DIAMEX et SANEX seront testés sur des solutions de produits de fission dix à vingt fois plus concentrées que les solutions actuelles. Cela va dans le sens de la recherche d'une minimisation d'éventuelles installations industrielles de séparation par voie aqueuse en vue d'une éventuelle transmutation des éléments séparés.

Les recherches fondamentales en pyrochimie développées à l'ITU concernent la séparation de l'américium des lanthanides à partir de milieux de chlorures fondus par électrodeposition sur cathode métallique solide ou liquide. L'américium est mis en solution par oxydation anodique du métal. L'ITU dispose d'un électrolyseur de démonstration construit en collaboration avec CRIEPI (Japon) pour traiter des échantillons de combustibles métalliques usés. Pour l'instant les démonstrations ont porté sur des solutions de sels fondus renfermant uranium (centaine de grammes) ou plutonium (dizaines de grammes) et/ou américium (quelques

grammes) puis récemment en traitant un alliage uranium, zirconium (10 %), plutonium (20 %), mis en solution par oxydation anodique. D'une façon générale l'uranium est récupéré sur une cathode solide et le plutonium dans une cathode de cadmium liquide. Les actinides mineurs suivent le plutonium ainsi qu'un peu d'uranium. Pour améliorer la sélectivité des séparations la séparation plutonium-uranium est à l'étude en utilisant une cathode d'aluminium de même que séparation américium-lanthanide. La formation de composés intermétalliques entre le plutonium ou l'américium déposés et l'aluminium favorise nettement la séparation.

Cibles et combustibles innovants

C'est probablement dans le domaine des combustibles et cibles pour transmutation que l'ITU est le plus en avance dans les recherches. Une méthode de préparation des matériaux oxyde à base d'actinides a fait le succès de l'ITU. Elle consiste à préparer l'oxyde majoritaire (oxyde d'uranium, oxyde de zirconium) sous forme de microsphères par la technique sol-gel. Cet oxyde finement dispersé est ensuite imprégné par une solution nitrique concentrée en actinide puis calciné. On obtient des particules micrométriques qui sont des solutions solides (même structure cristalline que l'oxyde majoritaire) parfaitement homogènes. Elles sont alors frittées pour obtenir des pastilles de céramiques. Celles-ci sont conditionnées en aiguilles pour irradiation en réacteur, ce qui n'est pas une opération banale. La méthode est industrialisable (pas de poussières produites).

Ainsi dans l'expérience Superfact diverses solutions solides frittées binaires ou ternaires d'oxyde d'uranium avec du plutonium (24 %), du neptunium (2 à 45 %) et de l'américium (2 à 20 %) ont été irradiées dans Phénix, examinées et retraitées pour récupérer les actinides mineurs. Cette expérience complète a été la première démonstration de bouclage d'un cycle de cible d'irradiation. Plus récemment les cibles sans uranium de l'expérience EFFTTRA (oxyde d'américium dispersé dans l'oxyde double de magnésium et d'aluminium) ont été préparées et caractérisées après irradiation dans Phénix (gonflement, profil de distribution des éléments actinides et produits de fission, nouveaux composés formés entre plutonium, aluminium et magnésium, bulles d'hélium, diffusion de l'hélium). Ce n'est vraiment qu'aujourd'hui que les dépouillements complets d'expériences anciennes aboutissent.

Les études actuelles portent sur la préparation et le frittage de composés d'oxydes de zirconium, yttrium et américium et de composites résultant de leur dispersion dans l'oxyde de magnésium ou dans un acier sous forme d'inclusions d'oxyde micrométriques. L'oxyde de zirconium stabilisé à l'yttrium est particulièrement résistant à l'irradiation en réacteur. L'ITU étudie aussi les pyrochlorures à l'américium et au néodyme mais seulement pour le conditionnement des actinides. Le cas du curium sera traité ultérieurement. L'objectif est de démontrer la transmutation de 90 % de l'américium dans le réacteur HFR de Petten à partir de 2006. Des nitrures doubles d'américium et de zirconium sont aussi préparés (carboréduction des oxydes) ainsi que des alliages métalliques (métallurgie de poudres). Des aiguilles de ces matériaux sont prêtes, ou en préparation,

pour être irradiées dans divers réacteurs dont Phénix et HFR et être étudiées par la suite, dans le cadre de nombreux programmes multi-partenaires.

Les études sur les nouveaux combustibles de transmutation concernent la fabrication de pastilles d'oxyde de thorium, d'oxyde mixte de thorium et d'uranium et de thorium et plutonium. L'oxyde de thorium a les propriétés requises pour une mise en réacteur. Des aiguilles sont actuellement en réacteur (HFR, réacteurs allemand et norvégien).

Conclusion

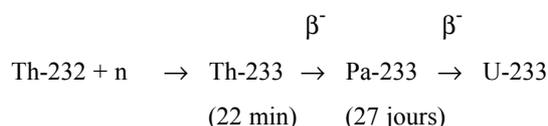
Les expériences réalisées à l'ITU ont montré un bon comportement des combustibles oxydes à base d'uranium renfermant de l'américium ou du neptunium et leur aptitude à être retraités. Pour les cibles de transmutation, les syn-

thèses des composés sont bien avancées, il reste à optimiser les mises en forme (conditions de frittage) et surtout à poursuivre les caractérisations après irradiations pour montrer qu'elles peuvent être mises en réacteur sans problème. La production d'hélium complique les choses et impose une irradiation à haute température pour assurer sa diffusion en dehors de la pastille au risque de gonflement excessif. À cet égard c'est l'oxyde de zirconium qui offre le maximum de possibilité. Le retraitement des cibles, s'il est nécessaire, doit passer par une voie pyrochimique.

Annexe 4

Brève description de la filière thorium-uranium-233

La filière uranium-plutonium utilisée dans les REP et les RNR s'est naturellement imposée dès la mise en route de l'énergie nucléaire, parce que l'uranium est le seul élément chimique possédant à l'état naturel un isotope fissile. On a cependant très tôt observé qu'un autre élément $Z = 90$, le thorium, ne se trouvant dans la nature qu'avec un seul isotope quasiment stable, le Th-232, était fertile au même titre que U-238, c'est-à-dire susceptible de produire un noyau fissile artificiel U-233, par capture d'un neutron suivie de deux désintégrations β^- des isotopes 233 intermédiaires du thorium et du protactinium :



U-233 se forme donc à partir de Th-232 de la même manière que Pu-239 se forme à partir de U-238. On peut ainsi bâtir une nouvelle filière thorium-uranium, dont le combustible de base est U-233. Telle quelle, cette filière ne s'est pas développée, car elle nécessite la fabrication préalable de U-233 par irradiation neutronique en réacteur, ce qui suppose que l'on dispose déjà des matières fissiles (uranium enrichi ou plutonium).

Les trois caractéristiques favorables du thorium sont son abondance dans la nature, les bonnes propriétés neutroniques de U-233 en spectre thermique, et un ensemble de noyaux lourds mobilisés au niveau de la mine ou créés par irradiation en réacteur aux propriétés plus favorables en ce qui concerne la radio-toxicité à long-terme que ceux générés par la filière uranium. En revanche, le cycle du thorium en combustibles solides pose de sérieux problèmes de protection radiologique.

Abondance du thorium

Le thorium est très répandu sur la Terre (3 à 4 fois plus que l'uranium) et se présente sous diverses formes minérales. La plus courante est l'oxyde de thorium (thorite) que l'on trouve essentiellement mélangé avec l'oxyde d'uranium (selon des proportions variables), dans des phosphates de terres rares appelées monazites. Contrairement à la plupart des minerais d'uranium couramment exploités, le thorium apparaît dans ces monazites à des teneurs beaucoup plus élevées, ce qui est un avantage économique mais nécessite des précautions radiologiques.

Les principales ressources de thorium sont localisées en Turquie, au Brésil, en Inde et aux États-Unis, avec un total recensé en 1992 de 3 200 Mt (ressources raisonnablement assurées et supplémentaires), selon un rapport AEN/OCDE de 1993.

Propriétés neutroniques de U-233

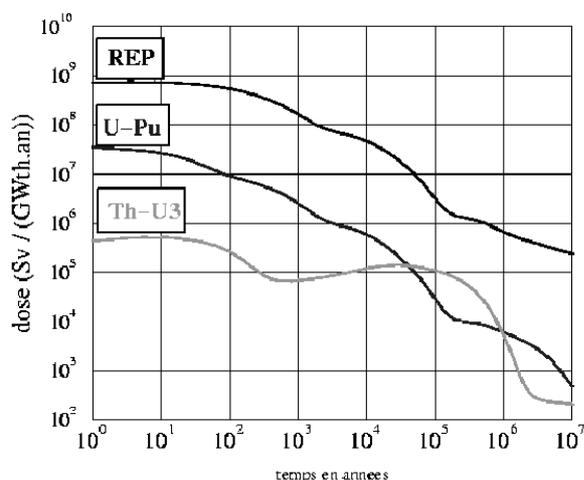
On caractérise habituellement les performances neutroniques d'un noyau fissile par le nombre η de neutrons produits à la suite de l'absorption d'un neutron par ce noyau fissile, soit $\eta = \nu / (1 + \alpha)$, où ν est le nombre moyen de neutrons émis par fission et α le rapport capture/fission. Les valeurs de η pour les 4 principaux noyaux fissiles jouant le rôle de combustible dans les filières nucléaires sont données au tableau suivant. On constate qu'en neutrons lents la filière Th-U présente a priori la meilleure économie de neutrons, tandis qu'en neutrons rapides c'est la filière U-Pu. Cette propriété a été exploitée dans de nombreuses études de réacteurs thermiques basés sur la filière Th-U, possédant un coefficient de conversion élevée pouvant presque atteindre la surrégénération. C'est le cas par exemple du réacteur CANDU à eau lourde ou du projet de réacteur à sel fondu MSBR développé à Oak Ridge dans les années 60-70. En revanche, la réactivité du cœur du réacteur augmente après son arrêt en raison d'un inventaire important de Pa-233 qui décroît lentement vers U-233. Cet inconvénient n'existe ni avec la filière thermique uranium-plutonium ni avec les réacteurs à sels fondus si on extrait le Pa-233 en continu.

Valeurs de η pour les 4 noyaux fissiles en spectre thermique et rapide				
	U-233	U-235	Pu-239	Pu-241
Neutrons lents (0.025 eV)	2,28	2,07	2,11	2,15
Neutrons rapides	2,31	1,93	2,49	2,72

Spectre des noyaux lourds formés en réacteur

Du fait que le thorium est décalé de 2 unités en Z par rapport à l'uranium ($Z = 90$ au lieu de $Z = 92$), on s'attend à ce que les actinides Np, Pu, Am et Cm de la filière uranium soient produits en bien plus faibles quantités que dans la filière U-Pu. D'autant plus que le premier émetteur β^- de l'uranium, qui permet l'accès aux actinides supérieures, est U-237 dont la formation nécessite quatre captures neutroniques successives à partir de U-233, alors que deux captures suffisent dans la situation équivalente de la filière U-Pu (passage de Pu-239 à Pu-241).

Il y a également formation en quantités significatives (surtout en spectre rapide) des isotopes 232 de l'uranium qui a un impact radiologique particulier. Cet isotope, est formé essentiellement par réaction (n,2n) à partir de U-233 et a un impact radiologique à court terme.



Radiotoxicité des déchets C

La composition isotopique d'un combustible irradié au déchargement détermine l'évolution ultérieure de la radiotoxicité produite dans le réacteur. La figure ci-dessus montre l'allure de cette évolution et la comparaison avec celle d'un combustible irradié REP et celle des déchets C résultant de la filière U-Pu en multirecyclage à l'équilibre.

La remontée au-delà de 10 000 ans de la radiotoxicité des déchets C de la filière U-Pu est due à l'uranium résiduel (mise à l'équilibre de U-233 avec son descendant Th-229). Cette nette différence dans les radiotoxicités a d'ailleurs pour corollaire que les déchets C (verres) de la filière Th-U présentent, après la période dite des produits de fission, une thermicité bien plus faible que celle des déchets C de la filière U-Pu. Il en est de même durant cette période dans la mesure où il n'y a pas de problème thermique lié au Cm-244, comme c'est le cas avec la filière U-Pu. Ceci a un impact favorable pour le stockage en couches géologiques profondes.

Un problème spécifique de la filière Thorium est relatif au Pa-231. Cet isotope, produit dans un réacteur par réaction (n,2n) sur le Th-232, peut présenter (au même titre que Np-237 dans la filière thermique U-Pu) un risque résiduel à long terme, en raison de sa mobilité dans le champ lointain d'un stockage géologique profond.

Radiotoxicité des résidus miniers

Du point de vue des risques potentiels à long terme par ingestion, les résidus miniers, contenant les descendants du Th, ainsi que de l'uranium éventuellement non extrait, présentent une radiotoxicité très inférieure à celle des résidus de l'extraction de l'uranium. Cette différence tient au fait que cette radiotoxicité décroît au rythme de la tête de série des descendants, Ra-228 qui a 5,7 ans de période, comparée à celle du Th-230 (80 000 ans) ou Ra-236 (1 600 ans)

qui sont, selon les cas, la tête de série des résidus miniers de l'extraction de l'uranium. Un autre avantage, également au stade de l'extraction du thorium, est l'absence de ce qu'on appelle l'effet radon due à son exhalation. En effet la majeure partie des descendants de l'isotope Rn-220 du radon, qui intervient dans la chaîne 4n du thorium, reste piégée dans les résidus en raison de sa période de 56 s généralement inférieure au temps de migration du radon à travers les matériaux constituant les résidus. Ceci n'est pas le cas pour l'extraction de l'uranium, pour lequel la période de Rn-222 est de 3,8 jours.

Impact radiologique à court terme de la mise en oeuvre du cycle au thorium

a) **Le thorium frais**, c'est-à-dire celui qui provient directement de la mine après purification de ses descendants :

- accroissement de l'activité du thorium frais en fonction de son âge dû à une rapide remise à l'équilibre avec l'ensemble de ses descendants. Ceci n'est pas le cas de U-238. Il s'ensuit que le risque d'irradiation par du thorium frais est supérieur à celui de l'uranium frais ;
- des coefficients de dose par ingestion, et surtout par inhalation, nettement plus élevés dans le cas du thorium que dans celui de l'uranium.

b) **Le recyclage de U-233**. La fabrication de combustibles solides à base de U-233 est certainement la phase la plus pénalisante, en raison de la présence de U-232 dont un descendant, le Tl-208 est un émetteur à 100 % d'un rayonnement γ très pénétrant de 2,6 MeV. Le débit de dose qui en résulte augmente avec l'âge de l'uranium (compté après la séparation chimique de l'uranium) pour atteindre une valeur maximum lorsque la mise en équilibre avec le Th-228 (période de 1,9 ans), descendant direct de U-232, est atteinte. Le recyclage de l'U-233 en combustibles solides nécessite de ce fait des cellules hautement blindées avec télémanipulateur. Ce débit de dose est en revanche noyé dans un bruit de fond hautement radioactif dans le recyclage en sels fondus.

c) **Le recyclage du thorium**. Le thorium recyclé pose un problème analogue, car il contient du Th-228, qui a également du Tl-208 parmi ses descendants. Il est donc préférable de laisser décroître pendant plusieurs années le Th-228 séparé par retraitement, avant de recycler le thorium.

Conclusion

Le recours à un combustible à base de thorium présente un avantage en terme de risque potentiel, car il génère des déchets nettement moins toxiques durant les 10 000 premières années environ. En revanche, il impose aux opérations du cycle (mine, fabrication de combustible, retraitement) des contraintes (débits de dose gamma, neutrons, chaleur dégagée) plus importantes que dans le cycle uranium. La mise en oeuvre du thorium dans un combustible

liquide à sels fondus évite d'une manière significative nombre de ces problèmes qui sont liés au recyclage de l'uranium et du thorium dans des combustibles solides. De plus, la filière à neutrons thermiques s'impose naturellement si l'on veut bénéficier de ses bonnes propriétés neutroniques. L'iso-génération peut être atteinte si l'on est capable de retirer quasiment en continu les divers poisons neutroniques (produits de fission, Pa-233), comme c'est le cas avec les réacteurs à sels fondus. De plus, du point de vue du déploiement de cette filière, le spectre à neutrons thermiques est très favorable à un faible inventaire de U-233 fissile dans le cœur. Cette propriété est particulièrement bienvenue pour une filière dont on doit fabriquer artificiellement cet isotope fissile de l'uranium.

Enfin il y a, selon les scénarios, des aspects techniques favorables ou défavorables à la robustesse de cette filière vis-à-vis de la prolifération. Par exemple, l'U-233 est facilement détectable et difficilement manipulable s'il est pollué avec de l'U-232. En revanche, ceci n'est plus le cas s'il provient de la décroissance hors irradiation du Pa-233, que l'on aurait préalablement extrait des solutions de haute activité (recyclage en combustible solide) ou du combustible sels fondus.

Annexe 5

Matrices de confinement pour éléments séparés et matrices pour transmutation nucléaire : composés étudiés - formules - expériences d'irradiation

Noms communs et formules des composés étudiés dans le cadre des recherches sur les matrices de confinement pour éléments séparés et sur les cibles d'irradiation.

Matrices confirmées pour actinides

Zirconolite : $\text{CaZrTi}_2\text{O}_7$

Monazite : LnPO_4 (Ln : lanthanide)

Britholite : $\text{Ca}_9\text{Nd}(\text{PO}_4)_4\text{SiO}_4\text{F}_2$

Phosphate diphosphate de thorium (PDT) : $\text{Th}_4(\text{PO}_4)_4\text{P}_2\text{O}_7$

Composite PDT-monazite (incorporant de l'uranium) : $\text{Th}_{2,4}\text{U}_{1,6}\text{P}_6\text{O}_{23}\text{-GdPO}_4$

Matrices innovantes pour actinides

Brabantite : $\text{CaTh}(\text{PO}_4)_2$

Huttonite : ThSiO_4

Pyrochlore : $\text{La}_2\text{Zr}_2\text{O}_7$

Matrices confirmées pour le césium

Hollandite : $\text{BaAl}_2\text{Ti}_6\text{O}_{16}$

Hollandite ferrifère : $\text{BaCs}_{0,28}(\text{Fe}_{0,28}\text{Al}_{1,46})\text{Ti}_{5,72}\text{O}_{16}$

Matrices innovantes pour le césium

Rhabdophane : $\text{CaCsNd}(\text{PO}_4)_2$

Solution solide rhabdophane : $\text{CaK}_{0,67}\text{Cs}_{0,33}(\text{PO}_4)_2$

Phosphates de type NZP ($\text{NaZr}(\text{PO}_4)_3$), au zirconium : $\text{CsZr}(\text{PO}_4)_3$, au thorium : $\text{CsZr}(\text{PO}_4)_3$

Perlite : silico-aluminate de composition variable ($\text{SiO}_2 > \text{Al}_2\text{O}_3 > \text{K}_2\text{O} > \text{Na}_2\text{O}$, CaO, oxydes métalliques)

Pollucite : $\text{CsAlSi}_2\text{O}_6$

Matrices confirmées pour l'iode

Iodoapatite (composite) : $\text{Pb}_{10}(\text{VO}_4)_{4,8}(\text{PO}_4)_{1,2}\text{I} - \text{Pb}_3(\text{VO}_4)_{1,6}(\text{PO}_4)_{0,4}$

Matrices innovantes pour l'iode

Argyrodites : $\text{Ag}_7\text{GeX}_5\text{I}$ (X, Se, S)

Cibles d'irradiation

Oxyde de magnésium : MgO

Oxyde de magnésium et d'aluminium : MgAl_2O_4

Oxyde de zirconium stabilisé : $\text{ZrO}_2\text{-Y}$

Pyrochlore au cérium : $\text{Ce}_2\text{Zr}_2\text{O}_7$

Pyrochlores au néodyme : $\text{Nd}_2\text{Zr}_2\text{O}_7$

Pyrochlore au néodyme et à l'américium : $(\text{Nd}_{2-x}\text{Am}_x)\text{Zr}_2\text{O}_7$

Pyrochlore au néodyme et au gadolinium : $(\text{Nd}_{2-x}\text{Gd}_x)\text{Zr}_2\text{O}_7$

Pyrochlores à l'américium : $\text{Am}_2\text{Zr}_2\text{O}_7$

Oxyde de zirconium stabilisé à l'yttrium et à l'américium : $\text{Zr}_{(1-2x)}(\text{Y+Am})_{2x}\text{O}_{2-x}$ [Exemples de composés à l'étude: $x = 0,104 \text{ Zr}_{0,792}(\text{Y}_{0,163}\text{Pu}_{0,045})\text{O}_{1,896}$ ou $x = 0,199 \text{ Zr}_{0,602}(\text{Y}_{0,0123}\text{Ce}_{0,275})\text{O}_{1,87}$, $(\text{Zr,Y,Pu,Am})\text{O}_{2-x}$]

EXPERIENCES EN COURS OU PREVUES POUR CIBLES ET COMBUSTIBLES DESTINES A LA TRANSMUTATION ;
COMPOSES ETUDIES

Nom de l'expérience	Composés irradiés	Réacteur	Objectif Début d'irradiation et premiers examens
Profil R et M	Oxydes de Th, U, Np, Pu, Am (5 mg de chaque) et de divers produits de fission	Phénix (M : spectre localement modéré)	Données neutroniques R : 2003-2007 , M : 2005-2009
Anticorp 1	Te métallique (3 fois 12 g)	Phénix (spectre localement modéré)	Taux de transformation en Ru visé de 25 % en atomes 2003-2009
Matina 1	MgAl ₂ O ₄ , W, Cr, TiN, V, Nb, Y ₃ Al ₅ O ₁₂ , MgO, Al ₂ O ₃	Phénix	Sélection de matériaux inertes 1995-1997
Matina 1A	MgAl ₂ O ₄ , W, Cr, TiN, V, Nb, Y ₃ Al ₅ O ₁₂ , MgO, Al ₂ O ₃	Phénix	Idem 1998-2004
Matina 2 et 3	MgO+UO ₂ , macromasse, ou particules (25% de U enrichi à 50%), MgO, (Zr _{0,83} Y _{0,17})O _{1,92} , MgO+Ce ₂ ZrO ₇	Phénix	Fission de U à 17,5 % en atomes
Eerix B et H	²⁴¹ AmO _{1,6} -MgO, 2,75g de Am, microdispersé,	Phénix	Fission de Am à 30% en atomes dans un spectre localement modéré par ¹¹ B ₄ C (Eerix B) ou par CaH ₂ (Eerix H) B : 2003-2009 H : 2003-2007
Camix 1	Am _{0,06} Zr _{0,78} Y _{0,16} O _{2-x} , solution solide, 6 g de Am	Phénix	Fission de Am à 30% en atomes dans un spectre localement modéré par CaH ₂ 2004-2008
Camix 2	Am _{0,2} Zr _{0,66} Y _{0,14} O _{2-x} + MgO, microdispersé, 6 g de Am	Phénix	Fission de Am à 30% en atomes dans un spectre localement modéré par CaH ₂ 2004-2008
Cochix3	Am _{0,2} Zr _{0,66} Y _{0,14} O _{2-x} + MgO, macromasse, 6 g de Am	Phénix	Fission de Am à 30% en atomes dans un spectre localement modéré par CaH ₂ 2004-2008
Metaphix 1, 2 et 3	U-Pu-Zr alliage métallique U-Pu-Zr alliage métallique+ Np, Am, Cm ou Nd, Y, Ce, Gd	Phénix	Etude de combustibles métalliques, taux de combustion 2,4, 7 et 11 % en atomes 2003-2006, 2007, 2009
Futurix	(Pu,Am)O ₂ + MgO (Pu,Am,Zr,Y)O ₂ + métal, (Pu,Am)O ₂ + métal (Zr,Pu,Am)N (U,Pu,Np,Am)N Pu,Am,Zr alliage U,Pu,Am,Np,Zr alliage	Phénix	Etude de combustibles ADS 2006-2009 ou après
EFFTRA T5	Am ₂ Zr ₂ O ₇ + MgO (Am,Zr,Y)O _{2-x} , solution solide (Am,Zr,Y)O _{2-x} , + métal	HFR, Petten	Taux de fission supérieur à 90% et évacuation de He 2005
Bora-Bora	PuN+ZrN, Pu à 40 % PuO ₂ + MgO, Pu à 40 %	BOR 60, Dimitrovgrad	Tenue de cible 2000-2003
Amboine 1 et 2	AmO ₂ +UO ₂ , Am à 20 %, mélange d'oxyde en poudre (Vipac) AmO ₂ +MgO, Am à 20 %, mélange d'oxyde en poudre (Vipac)	BOR 60, Dimitrovgrad	Comportement sous irradiation de cible Vipac En préparation

Glossaire

AAA - Advanced Accelerator Applications, projet du DOE reprenant le projet ATW (cf. cet acronyme) et un projet d'utilisation des accélérateurs pour la production de tritium.

Absorption X - Technique d'analyse spectrométrique fondée sur la mesure de l'atténuation d'un faisceau de rayons X traversant l'échantillon.

ACC - Atelier de Compactage des Coques (en cours de construction à La Hague).

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

Activité labile - Terme qui caractérise l'activité radioactive mobilisée facilement à partir des déchets, par exemple lors du contact avec l'eau.

ADOPT - Coordination Network on **AD**vanced **O**ptions for **P**artitioning and **T**ransmutation, 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 de recherches du DOE reprenant le projet AAA en l'intégrant dans un ensemble de recherches sur les systèmes nucléaires (réacteurs et cycle du combustible) innovants.

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 Geological 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.

APSS - Analyse Phénoménologique des Situations de Stockage, effectuée par l'ANDRA pour décrire l'ensemble des phénomènes se produisant dans un dépôt géologique et à son voisinage.

AQUABIOS - Logiciel de calcul utilisé par l'ANDRA destiné au calcul de la dose engagée, résultant du rejet de radionucléides dans la biosphère.

Argiles à Opalines - Formation du Dogger située dans le Jura plissé (Mont Terri - Canton du Jura en Suisse). Formation renfermant des minéraux argileux gonflants.

Argilite - Roche argileuse (teneur en argile comprise approximativement entre 30 et 40 %) peu stratifiée et indurée par compaction. L'argilite du Callovo-Oxfordien (site de l'Est) contient 35 à 40 % de minéraux argileux (comme la montmorillonite, l'illite, etc.) classés dans les groupes des smectites et des illites.

Åspö - Site d'implantation d'un laboratoire souterrain méthodologique : HRL - **Hard Rock Laboratory** - Suède.

ATALANTE - **AT**elier **A**lpha et **L**aboratoires **AN**alyses, **T**ransuraniens et **É**tudes de retraitement - Installation CEA de Recherche et Développement sur le retraitement et les déchets (séparation des éléments à vie longue, chimie des actinides et du retraitement, conditionnement des déchets de haute activité en matrice de verre ou de céramique, chimie analytique, etc.). Permet de travailler dans des cellules blindées en milieu de haute activité. Comporte deux tranches ATALANTE 1 et ATALANTE 2. Projet en 1985, construction de Atalante 1 achevée en 1990, mise en service en 1992 (Marcoule).

ATW - Accelerator Transmutation of nuclear Waste - Projet de transmutation proposé par le Laboratoire National de Los Alamos (LANL) qui est basé sur l'utilisation d'un accélérateur de haute intensité pour la transmutation dans un réacteur sous-critique.

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

BIOCLIM - Projet européen de recherche, unissant la France, l'Espagne, l'Allemagne, la Belgique, le Royaume-Uni et la République Tchèque pour l'établissement des bases scientifiques nécessaires à la prise en compte des changements climatiques à très long terme dans les modèles d'évaluation de sûreté du stockage en formation géologique profonde.

BIOMASS - 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.

BRGM - Bureau de Recherches Géologiques et Minières.

BRIGHT - Voir CODE BRIGHT.

Britholite - Variété d'apatite : phosphate de calcium et de terres cériques, matrice candidate pour le confinement de déchets radioactifs.

BTP - Voir bis-triazine-pyridine.

Bure - Commune située dans le département de la Meuse ; c'est sur son territoire qu'est réalisé un laboratoire souterrain.

CAC - Programme « Critères d'Acceptation et Caractérisation » initié en 1999 par le CEA.

Calcinats de produits de fission - Les solutions de produits de fission renferment les actinides mineurs et de faibles traces de plutonium et d'uranium (environ 0,1 %), issues du retraitement ; elles sont calcinées après ajout de divers composés (première étape du procédé de vitrification), puis le calcinat est mélangé à de la fritte de verre et le mélange est porté en fusion (deuxième étape du procédé de vitrification). Les calcinats de produits de fission désignent les résidus que l'on obtiendrait à l'issue de la première étape de vitrification avec ou sans ajouts des composés.

Calixarène - Famille de molécules organiques ayant une forme de calice qui comprend des groupements aryles (C_6H_4) et des groupements arènes (CH_2) sur lesquels on peut greffer des radicaux fonctionnels spécifiques destinés à la complexation de certains éléments.

CALIXARENE - Programme de recherches du CEA pour l'étude d'un procédé d'extraction mettant en œuvre des calixarènes (voir ce mot). Nom de ce procédé.

Callovo-oxfordien - Série argileuse rencontrée en particulier dans le site de l'Est ; le callovo-oxfordien fait partie du Jurassique supérieur et est âgé de 150 millions d'années.

Castem - 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'Été Mathématique de Recherches Avancées en Calcul Scientifique.

Céramiques - Composés minéraux élaborés à haute température par frittage. Ces matériaux sont à l'étude pour le conditionnement des déchets car ils permettent d'incorporer des radionucléides dans leur structure.

CERCER - Matériau combustible nucléaire céramique intégré dans une matrice céramique inerte.

CERMET - Matériau combustible nucléaire céramique intégré dans une matrice métallique.

CERN - Centre Européen pour la Recherche Nucléaire. Laboratoire européen pour la physique des particules, situé près de Genève - Suisse.

CESAR - Code de calcul destiné à évaluer les caractéristiques des combustibles irradiés (masse d'actinides, de produits de fission, d'activation) et leur évolution dans le temps. Le code actuellement utilisé est CESAR 4.

Champ proche - Partie d'une installation de stockage final de déchets radioactifs soumise à des perturbations thermiques, hydrauliques, mécaniques et chimiques notables.

Champ lointain - S'oppose à champ proche ; partie de la géosphère entourant une installation de stockage final de déchets radioactifs, non soumise à des perturbations thermiques, hydrauliques, mécaniques ou chimiques notables.

CHICADE - CHimie et CARactérisation des DEchets de faible et moyenne activité - INB 156, destinée à des procédés de traitement et de conditionnement de déchets ; mise en service en 1994 - CEA Cadarache.

Chlorite - Minéral argileux.

CIEMAT - Centro de Investigacion Energetica MedioAmbiental y Tecnologica - Centre de recherche pour l'énergie, l'environnement et la technologie (Espagne).

Ciment - Composé constitué essentiellement d'un mélange ternaire de CaO , Al_2O_3 et SiO_2 . Les deux principales catégories de ciments sont les ciments CPA et les ciments CLC. Les ciments CPA sont plus riches en Al_2O_3 qu'en SiO_2 , les CLC sont plus riches en SiO_2 qu'en Al_2O_3 (voir aussi : mortier de ciment).

CIPR - Commission Internationale de Protection Radiologique (sigle anglais : **ICRP - International Commission on Radiological Protection**).

CLAB - Centralt mellanLager för Använt kärnBränsle. Installation suédoise d'entreposage centralisé du combustible irradié.

CLTC - Comportement à Long Terme des Colis : Projet de recherche qui a pour objectif d'élaborer et de qualifier expérimentalement la modélisation des mécanismes contrôlant l'évolution à long terme des colis, en système fermé ou en

interaction avec leur environnement, en conditions d'entreposage de longue durée et du point de vue de l'aptitude au stockage, en situations nominales ou dégradées.

CMPO - Oxyde de CarbamoylMéthylPhosphine (sigle générique) ; la molécule utilisée est l'oxyde d'octyl-phényl N, N di-isobutyl. Cette molécule est utilisée dans le procédé TRUEx.

CNE - Commission Nationale d'Evaluation.

CNRS - Centre National de la Recherche Scientifique.

COCON - Programme de recherches du CEA sur la Corrosion des CONTeneurs.

CODE BRIGHT - COupled DEformation, BRIne, Gas and Heat Transport - Couplage de la déformation et des transports de la saumure, du gaz et de la chaleur. Code développé et utilisé par l'UPC (cf. cet acronyme).

COGEMA - COmpagnie GÉnérale des MATières nucléaires - Filiale de CEA-Industrie.

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

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

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

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

Colis type - Colis représentatif d'un sous ensemble de colis auquel est associé un référentiel homogène d'options de sûreté et de performances dans un entreposage de longue durée.

Commission Castaing - Du nom de son Président, cette Commission désigne en fait trois groupes de travail qui ont successivement, à la demande des Pouvoirs Publics, évalué la gestion des combustibles irradiés (1981-1982), le Programme général de gestion des déchets radioactifs proposé par le Commissariat à l'énergie atomique (1983), et enfin les Recherches et développements en matière de gestion des déchets radioactifs (1983-1984).

Complexant - Se dit d'une molécule conduisant à la formation d'un complexe généralement à partir d'un cation ; dans l'entité ainsi formée les cations perdent leurs propriétés individuelles.

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

COPPEC - Dispositif thermo-hydraulique expérimental réalisé par le CEA pour la validation de la loi d'échange thermique entre fluide et paroi, en régime de convection mixte.

Coques et embouts - Déchets de structure provenant des assemblages de combustible nucléaire principalement des morceaux de gaines de zircaloy, des têtes et des pieds en acier inoxydable ou en inconel.

CORAIL - Assemblage combustible composite constitué de crayons MOX et UOX ; ce type d'assemblage consomme le plutonium qu'il produit.

COS - Comité d'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 corrosion ; les parois sont refroidies à l'eau ; la fusion est réalisée à l'aide d'un courant induit ; le creuset comporte des secteurs séparés pour laisser passer l'induction créée par un champ électromagnétique.

Critères d'acceptation en entreposage - Ensemble de paramètres caractérisables permettant de confirmer l'appartenance d'un colis à une famille définie à laquelle est rattaché 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 COGEMA 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 de catégorie A - Déchets de faible et moyenne activité ne renfermant principalement que les émetteurs à vie courte ou moyenne (période ≤ 30 ans) et des émetteurs en faible quantité ($\leq 3,7$ GBq/t ou 0,1 Ci/t, limite de l'activité α après 300 ans).

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

0,1 Ci/t en activité α , et en moyenne excepté pour des radio-nucléides 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.

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 dégra-

datation 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 - Diméthylodioctylhexylethoxymalonamide 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.

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

EDF - Electricité De France.

E-EVSE - Extension-Entreposage des Verres Sud-Est. Installation d'entreposage de résidus vitrifiés au sud-est du site industriel COGEMA de retraitement de La Hague (Manche).

EFFTRA - Experimental Feasibility of Targets for TRAnsmutation (études sur la faisabilité expérimentale des cibles pour la transmutation) ; études menées dans le cadre européen sur la transmutation des actinides mineurs et des produits de fission à vie longue.

ELD - Entreposage de Longue Durée. Désigne aussi un programme général de recherches du CEA pour l'entreposage de longue durée des déchets radioactifs et du combustible usé.

ENEA - Ente Nazionale per la ricerca e lo sviluppo delle Energie nucleare e Alternative - Comité pour la recherche et le développement de l'énergie nucléaire et des énergies alternatives (Italie).

ENRESA - Empresa Nacional de RESiduos Radioactivos SA - Entreprise nationale des déchets radioactifs (Espagne).

Entreposage - « S'entend de la détention de combustible usé ou de déchets radioactifs dans une installation qui en assure le confinement, dans l'intention de les récupérer » (Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs signée le 5 septembre 1997).

Entreposage de longue durée - L'entreposage est un mode de gestion des colis de déchets assurant, par conception, leur mise en conditions sûres en vue de leur reprise ultérieure. L'entreposage de longue durée se caractérise par le fait que sa conception, sa réalisation et son mode d'exploitation permettent d'envisager, dès l'origine, un entreposage sur une durée séculaire (300 ans au maximum).

Entreposage de surface - C'est un entreposage construit à la surface du sol constitué généralement de puits ou alvéoles enterrés surmontés d'un bâtiment qui assure les utilités et la conduite de l'installation. Il existe en France plusieurs entreposages de ce type : CASCAD à Cadarache, les entreposages de verres, bitumes et déchets technologiques à La Hague ; deux entreposages nouveaux de ce même type sont prévus ou en cours de construction : EIP à Marcoule, CEDRA à Cadarache.

Entreposage de subsurface - C'est un entreposage situé à

une faible profondeur (quelques dizaines de mètres sous la surface du sol). Il comprend des puits ou alvéoles, les utilités, la conduite de l'installation et des galeries creusées à flanc de colline ou de montagne par exemple, permettant l'accès par une voie horizontale ou peu pentue. Il existe un entreposage de ce type (CLAB) à Oskarshamn en Suède. Un autre est en projet par la NAGRA-CEDRA pour Wellerberg en Suisse.

ESRF - European Synchrotron Radiation Facility, source européenne de lumière dans le spectre X, installée à Grenoble.

ESS - European Spallation neutron Source - Projet de source européenne de spallation, qui serait constituée d'un accélérateur linéaire de 1,33 GeV, de deux anneaux de compression et d'une cible de spallation (puissance moyenne : 5 MW, fréquence de la macrostructure : 50 Hz).

Ether-Couronne - Famille de molécules cycliques formées d'enchaînements de groupements divers qui possèdent des propriétés de complexation vis-à-vis des éléments métalliques ou non.

Ettringite - Sulfate hydraté de calcium et d'aluminium (réseau hexagonal) ; matrice proposée pour le confinement de radionucléides.

EXAFS - Extended X-ray Absorption Fine Structure.

Extracteur centrifuge - Appareillage utilisé dans l'extraction par solvant ; il permet de mélanger et de séparer rapidement et en continu une phase organique et une phase aqueuse.

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 β 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.

Gaz rares - Qualifie l'ensemble hélium, néon, argon, krypton et xénon.

GdR - Groupement de Recherche ; groupe créé entre le CNRS et des organismes de recherche autour d'un thème commun de recherche.

GEDEON - **GE**stion des **DE**chets par des **Options** Nouvelles. Groupement de recherche créé en janvier 1997

entre le CEA, le CNRS et l'EDF pour l'étude des options innovantes dans le domaine de la gestion des déchets (systèmes sous-critiques pilotés par un accélérateur, combustible à base de thorium).

GENEPI - Source intense de neutrons pulsés pour étudier, avec MASURCA (voir cet acronyme), la physique des milieux sous-critiques.

Géosphère - Milieu géologique, à l'exclusion de la biosphère.

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

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

GOLDSIM - **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 SchwerIonenforschung - Société pour la recherche des ions lourds (Darmstadt - Allemagne).

GWj - Gigawattjour, unité d'énergie (1 GWj = 24.10⁶ kWh).

HABOG - Installation centrale d'entreposage de longue durée de déchets radioactifs, en cours de construction à Borsele (Pays-Bas) et dont le maître d'ouvrage est COVRA (cf. cet acronyme).

HADES - High-Activity Disposal Experimental Site, laboratoire souterrain du CEN.SCK construit dans l'argile de Boom à Mol (Belgique).

HAVL - Haute Activité à Vie Longue. Se dit aussi du projet de l'ANDRA pour la conception d'un stockage souterrain de déchets HAVL. Se dit encore du programme de recherches du CEA sur l'entreposage des déchets de haute activité (déchets de catégorie C - cf. cette expression), au sein du programme ELD (cf. cet acronyme).

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

Hétérogène - Se dit d'une quantité de matière dont les propriétés ne sont pas uniformes et varient avec la partie de matière considérée. Sur la signification de ce mot en neutro-nique, 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 (P₂W₁₇O₆₁¹⁰⁻). La polymérisation conduit à des oxoanions monomères. Ils complexent les actinides tétra et hexavalents et les stabilisent.

HFR - High Flux Reactor : réacteur expérimental thermique à haut flux au Centre Commun de Recherche de Petten (Pays-Bas).

HINDAS - Programme du 5^{ème} PCRD, ayant pour but la collecte de données nucléaires relatives à la réaction de spallation (voir ce mot).

Hollandite - Oxyde mixte de titane, d'aluminium et de baryum faisant partie du synroc en tant que minéral composite de formule $Ba(AlTi)_2Ti_6O_{16}$.

Homogène - Se dit d'une quantité de matière dont toutes les propriétés paraissent pratiquement constantes en toutes ses parties, à laquelle on la considère. Pour la signification de ce mot en neutronique, voir : Recyclage homogène. Antonyme : hétérogène.

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

Hydroxylamine - base organique de formule NH_2OH .

Illite - Minéral argileux potassique à structure feuilletée.

IN2P3 - Institut de Physique Nucléaire et de Physique des Particules (France). Institut du CNRS chargé des recherches dans le domaine visé par son intitulé.

INB - Installation Nucléaire de Base, définie par le décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963.

Incinération - Nom donné à la consommation du plutonium et des actinides mineurs dans les réacteurs par fission et capture de neutrons.

Installation d'entreposage de longue durée - Installation industrielle pouvant relever du statut d'INB (cf. cet acronyme), placée sous contrôle de la société, ayant par conception la capacité technique à assurer la protection des colis et leur reprise ultérieure dans des conditions de sûreté garanties sur une durée séculaire.

Iodoapatite - Espèce d'apatite renfermant de l'iode dans sa constitution.

IPHI - Injecteur de Protons à Haute Intensité ; tête d'accélérateur développé dans le cadre des systèmes hybrides et installé à Saclay.

IPN - Institut de Physique Nucléaire du CNRS IN2P3 (Orsay).

IRSN - Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire.

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

ISMIR - Isolants Modélisés sous Irradiation - Contrat (CEA-CNRS) de programme de recherches.

ITU - Institut des TransUranien - Centre Commun de Recherche situé à Karlsruhe (Allemagne).

JAERI - Japan Atomic Energy Research Institute - Institut japonais de recherches sur l'énergie atomique.

JNC - Japan Nuclear Cycle Development Institute, Japon (N.B. : a succédé, le 1^{er} octobre 1998, à PNC - Power Reactor and Nuclear fuel development Corporation).

K_d - 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. K_d dépend de la quantité totale de l'élément au-delà d'une certaine limite et dépend souvent de la façon dont on sépare les deux phases.

KEK - Organisation de recherche sur les accélérateurs à haute énergie, fondée en 1997 à Tsukuba (Japon).

LANL - Los Alamos National Laboratory (Laboratoire National de Los Alamos).

Lanthanides - Désigne chacun des 14 éléments ou la famille appartenant à la série de transition interne, dont le premier est le lanthane ; les numéros atomiques sont compris entre 57 (lanthane) et 71 (lutétium).

LINAC - Linear Accelerator, accélérateur linéaire (de particules).

Ln - Abréviation pour désigner les lanthanides.

Loi de Darcy - Expression de la perméabilité d'un milieu poreux où le flux d'eau (Q , m^3/s) le traversant est relié aux paramètres dont il est fonction :

* ΔH : différence de charge hydraulique entre la section d'entrée et la section de sortie de l'élément de milieu (m),

* h : épaisseur de l'élément de milieu (m),

* S : aire de la section de l'élément de milieu (m^2), conformément à la théorie développée par Darcy.

$$Q = k \cdot S \cdot \frac{\Delta H}{h}$$

k (m/s), terme de proportionnalité, est appelé coefficient de perméabilité ou coefficient de Darcy (le mot *coefficient* est consacré par l'usage bien qu'il ait une dimension : m/s).

Los Alamos - Centre de recherche nucléaire aux États-Unis pour les applications civiles et militaires (LANL - Los Alamos National Laboratory).

LURE - Laboratoire pour l'Utilisation du Rayonnement Electromagnétique. Unité mixte CNRS/CEA, disposant d'équipements de production de photons d'énergie allant de l'infrarouge à 50 keV et de deux lasers à électrons libres.

MA - Moyenne Activité : se dit des déchets renfermant majoritairement des radionucléides à vie courte ou moyenne (≤ 30 ans) ainsi que des radionucléides émetteurs alpha ou à vie longue (voir déchets B).

Macrocycle - Famille de molécules cycliques qui comportent de nombreux sites d'atomes donneurs.

MAG - Ministry Advisory Group - Groupe de représentants des Ministres chargés de la recherche (d'Espagne, de France et d'Italie) et d'observateurs de six autres pays pour la coordination des études d'un démonstrateur de système hybride.

Maillage - Découpage du domaine de calcul en mailles pour permettre de résoudre le problème par intervalle de temps ou d'espace.

Malonamides - Molécules à base d'amide utilisées pour l'extraction des actinides.

MARCEL - Module Avancé de Radiolyse dans les Cycles d'Extraction-Lavage : équipement expérimental du CEA (CEN VALRHO) pour les essais de réactifs de procédés d'extraction.

MARTHE - Modélisation d'Aquifères avec maillage Rectangulaire, Transport et Hydrodynamique - 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 - MAquette de SURgénérateur à CAdarache - Il s'agit d'un réacteur expérimental sous-critique de faible puissance (5 kW) pour les études neutroniques de réseaux rapides, installation destinée à caractériser notamment les performances d'un cœur à combustible hétérogène axial CEA, utilisé aujourd'hui pour l'étude des milieux sous-critiques, et prochainement, des cœurs des réacteurs du futur (CEA, Cadarache, 1966).

Matières nucléaires - Désignent des composés radioactifs qui peuvent être valorisés soit immédiatement, soit ultérieurement en raison de leur potentiel énergétique ; ce sont par exemple l'uranium et le plutonium qui renferment des isotopes fissiles.

Matrice - Matériau utilisé dans le conditionnement des déchets nucléaires pour confiner les radionucléides, limitant la lixiviation.

MAVL - Moyenne Activité Vie Longue, programme de recherches du CEA sur l'entreposage des déchets de moyenne activité à vie longue (déchets de catégorie B - cf. ce terme).

MEGAPIE - Source de spallation (1,5 mA, 600 MeV, puissance totale 1 Mw) qui devrait être installée dans le laboratoire de PSI, pour l'étude des caractéristiques et de la technologie de la source de spallation d'un système hybride.

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

MIP - Modèle d'Inventaire Préliminaire de l'ANDRA pour ses études d'avant-projet de stockage.

MIX - Option de multirecyclage du plutonium qui consiste à utiliser des combustibles contenant l'oxyde de plutonium sur un support à uranium enrichi. Désigne aussi le combustible oxyde correspondant.

Modèle scientifique - Il constitue un outil de recherche qui a pour but de mettre en équations tous les phénomènes, et qui rend compte de leur évolution.

Mol - Centre de recherche nucléaire de Belgique où se trouve également le laboratoire HADES de recherche pour le stockage géologique des déchets nucléaires.

MOMAS (GdR) - MOdélisation MAthématiques et Simulations numériques liées aux problèmes de gestion des déchets nucléaires, groupement de recherche (membre de PACE - voir cet acronyme) ayant pour objectif d'apporter des réponses aux questions de modélisation mathématique et de simulation numérique des situations ou scénarii de gestion et de stockage des déchets nucléaires de haute activité et à vie longue.

Mortier de ciment - Matrice d'immobilisation de déchets, constituée d'agrégats liés par un ciment hydraté. Un ciment CPA hydraté est constitué de 40-50 % de gel ou de phases amorphes de silicate de calcium hydraté (CSH), de 20-25 % d'hydroxyde de calcium $\text{Ca}(\text{OH})_2$ (portlandite), de 10-20 % de monoaluminat monosulfate de calcium $\text{Ca}_4\text{Al}_2\text{O}_6\text{SO}_4 \cdot 12\text{H}_2\text{O}$ (Afm), de monoaluminat trisulfate de calcium $\text{Ca}_6\text{Al}_2\text{O}_3(\text{SO}_4)_3 \cdot 32\text{H}_2\text{O}$ (ettringite ou Aft) et de phases ferriques, de 0-5 % de soude (NaOH), potasse (KOH) et hydroxyde de magnésium $\text{Mg}(\text{OH})_2$. La porosité de la matrice est d'environ 10 à 20 %.

MOX - Mixed OXide - Combustible nucléaire mixte à base d'oxyde d'uranium appauvri et d'oxyde de plutonium issu du retraitement. Première charge en novembre 1987 dans le réacteur B1 de Saint-Laurent-des-Eaux. Actuellement 20 réacteurs d'EDF sont autorisés à utiliser ce combustible.

MRT - Ministère délégué à la Recherche et aux nouvelles Technologies. Ce ministère est en charge des recherches relatives à la loi du 30 décembre 1991 (article L 542 du code de l'environnement).

MSBR - Molten Salt Breeder Reactor.

MUSE - Gamme d'expérimentations pour l'étude du comportement du cœur d'un réacteur de système hybride, effectuées au moyen de la maquette sous-critique MASURCA (voir cet acronyme).

MX 80 - Voir : Bentonite.

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

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

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

NOMADE - NOuvelles MATrices DEchets : Groupement de Recherche créé en 1999 entre le CEA et le CNRS pour l'étude des nouvelles matrices de conditionnement.

NRC - Nuclear Regulatory Commission - Commission chargée de la réglementation nucléaire et autorité de sûreté nucléaire aux États-Unis.

nTOF - Neutron Time Of Flight - Installation expérimentale en cours de réalisation au CERN pour l'étude de la réaction de spallation par mesure du temps de vol des neutrons. L'installation comporte une cible de spallation frappée par un faisceau pulsé de protons de 32 GeV.

NUMO - 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^{er} octobre 1961, elle a succédé à l'OECE et comporte des membres non européens (États-Unis, Canada, Australie, Nouvelle-Zélande, Japon). - L'Agence pour l'Energie Nucléaire (AEN) fait partie de l'OCDE.

OMEGA - Option Making Extra Gains from Actinides - Programme de recherche japonais sur les options permettant de valoriser les actinides et les produits de fission.

ONDRAF - Organisme National des Déchets Radioactifs et des matières Fissiles - (Belgique).

OPECST - Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques.

OPHELIE - Maquette testée dans le cadre du projet PRA-CLAY à Mol ; maquette chauffante intrumentée pour tester le comportement des barrières ouvragées de voisinage, installée à Mol (Belgique).

PACE - Programme Aval du Cycle Electronucléaire. Ce programme fédère au CNRS, les travaux menés dans les groupements de recherche (PRACTIS, GEDEON, FORPRO, NOMADE) dans lesquels le CNRS est impliqué pour les recherches relevant de l'article L 542 du Code de l'environnement.

PALADIN - Procédé d'extraction liquide-liquide pour la récupération des actinides trivalents (américium et curium) en un cycle unique, par traitement d'un raffinat PUREX.

P & T - Partitioning & Transmutation : séparation et transmutation. Désigne, dans les programmes internationaux, l'ensemble des procédés de séparation poussée et de transmutation des radionucléides, et les programmes de recherches correspondants.

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

PARTNEW - Programme de recherches sur les séparations poussées, mené dans le cadre du 5^{ème} PCRD (voir cet acronyme).

PCRD - Programme Commun de Recherche et Développement : sigle utilisé pour désigner les programmes pluriannuels de R & D menés par la Commission Européenne. Le 5^{ème} PCRD débute en 1998 et s'achève en 2002.

PDT - Phosphate - Diphosphate de Thorium, matrice minérale, de formule $\text{Th}_4(\text{PO}_4)_4\text{P}_2\text{O}_7$ proposée pour le confinement d'actinides.

PEREN - Plate-forme d'Etudes et Recherche sur l'Energie Nucléaire. Projet d'étude de la filière des réacteurs à sels fondus, initié en 2001 par le CNRS et EDF.

Perméabilité hydraulique - Aptitude d'un milieu poreux à se laisser traverser par l'eau sous l'effet d'un gradient de charge hydraulique.

PF - Produits de Fission.

PFVL - Produits de Fission à Vie Longue.

Phases actives (d'un module de l'installation) - Pour une installation d'entreposage de longue durée : à la phase active correspond à la période pendant laquelle des colis sont manutentionnés dans le cadre d'opérations de chargement ou de reprise. Ces opérations mobilisent les moyens de manutention de l'installation ainsi que des méthodes classiques de contrôle opérationnel (dosimétrie, contrôles visuels...). Toutes les fonctionnalités de l'installation sont opérationnelles.

Phase passive (d'un module de l'installation) - Pour une installation d'entreposage de longue durée : à la phase passive correspond à la période pendant laquelle les colis sont mis en attente. Pendant cette phase, il n'y a aucune manutention des colis à l'échelle du module de l'installation dont les fonctionnalités sont réduites. La fonction de sur-

veillance permet de vérifier que l'installation dans son ensemble (infrastructure et colis) évolue de manière conforme aux prévisions en garantissant l'intégrité des colis et la capacité de leur reprise à terme.

PHENIX - Réacteur prototype à neutrons rapides, 250 MW_{el}, refroidi au sodium, installé à Marcoule (géré par EDF et CEA), 1973.

Phosphinique (acide) - Famille de molécules à base d'acide phosphorique ayant 2 atomes d'oxygène donneurs. Elles sont utilisées dans l'extraction par solvant.

Phosphonique (acide) - Famille de molécules acides (diacides) à base d'acide phosphorique ayant 3 atomes d'oxygène donneurs. Elles sont utilisées dans l'extraction par solvant.

Polyaminocarboxylique (acide) - Famille de molécules aliphatiques comportant des fonctions acide organique COOH et des atomes d'azote ; l'EDTA (éthylènediamine-tétraacétique) souvent utilisé possède des propriétés de complexation.

PORFLOW - Code de calcul en éléments finis (2D - 3 D) de transfert monophasique d'eau et de chaleur en milieu poreux saturé, prenant en compte certaines réactions chimiques. Cet outil de calcul est commercialisé par ACRI (Californie, USA).

ppm - Partie Par Million.

PRACLAY - Preliminary demonstration test for CLAY disposal of highly RADIOactive waste - test de démonstration préliminaire pour le stockage de déchets hautement radioactifs dans l'argile ; c'est un test de démonstration pour le comportement d'une barrière argileuse de voisinage ; l'essai est mené sur le site de Mol (Belgique). Voir : OPHÉLIE.

PRACTIS - Groupement de recherche entre le CNRS, l'ANDRA, le CEA et l'EDF portant sur la physico-chimie des actinides et autres radioéléments en solution et aux interfaces.

PRECCI - Programme de Recherches sur l'Evolution à long terme des Colis de Combustibles Irradiés.

PRESTANCE - Programme de Recherche sur l'Evolution des colis STANDARD de déchets compactés et des colis de Coques et Embouts cimentés.

Procédure de caractérisation - Procédure permettant de déterminer les caractéristiques d'un colis dans le but de les comparer aux critères d'acceptation des colis dans une installation de gestion à long terme.

Processus de capture et de fission - Il existe deux réactions nucléaires dominantes induites par les neutrons dans un réacteur :

- la capture qui conduit à transmuter le noyau de (A,Z) dans le même élément de masse supérieure (A + 1,Z) avec émission de photons,
- la fission qui casse certains noyaux dits fissiles (U-235, Pu-239 par exemple) en deux fragments de fission avec production de neutrons (généralement entre 2 et 3 en moyenne) et d'énergie (environ 200 MeV).

PROMETHEE - Programme expérimental, en collaboration entre CEA, EDF et FRAMATOME, pour la validation des moyens de calcul thermique de l'entreposage du combustible irradié en conteneurs d'entreposage à sec.

PSI - Paul Scherrer Institut (Würenligen, Suisse). Centre d'études et de recherches nucléaires.

PSPS - Plate-forme de Simulation des Performances du Stockage ; ensemble cohérent de codes numériques pour la simulation du fonctionnement d'une installation de stockage géologique final de déchets radioactifs.

PUREX - Plutonium Uranium Refining by EXtraction - Procédé de retraitement des combustibles usés utilisé dans les usines UP3 et UP2 800 de Cogema (La Hague).

PVM - Parallel Virtual Machine. Ensemble de logiciels permettant l'exécution d'un code de calcul au moyen de plusieurs processeurs, et d'assurer la communication des données.

PYREX - Procédé de séparation, par voie pyrochimique, de radioéléments présents dans les solutions de produits de fission.

Pyrite - Minéral naturel à base de sulfure de fer.

Pyrochimie - Branche de la chimie comportant les réactions à haute température et excluant donc toutes formes de solutions aqueuses (hydrochimie). Les réactions concernées sont du type acide-base ou redox en sels fondus.

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

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

R7T7 -Ateliers de vitrification des déchets de haute activité de Cogema, (R7 pour l'usine UP₃ - T₇ pour l'usine UP2 800) et appellation du verre fabriqué.

RCG-R - Réacteur à Caloporteur Gaz, à spectre de neutrons Rapides.

RCG-T - Réacteur à Caloporteur Gaz, à spectre de neutrons Thermiques.

REB - Réacteur à Eau Bouillante.

Recyclage hétérogène - Désigne un mode de recyclage dans lequel les produits à recycler (actinides mineurs, plutonium) sont introduits à une teneur élevée dans des éléments de combustibles distincts des éléments combustibles standards du réacteur. C'est le cas par exemple du recyclage actuel du plutonium sous forme de MOX dans certains réacteurs du parc.

Recyclage homogène - Désigne un mode de recyclage dans lequel les produits à recycler (actinides mineurs, plutonium) sont mélangés, à une faible teneur quasi-uniforme dans la totalité des éléments de combustibles standards du réacteur.

REDNOC - Programme de recherche du CEA pour la REDuction de la NOCivité des déchets.

REP - Réacteur à Eau sous Pression.

REP à haut taux de combustion - Le taux de combustion du combustible UOX atteint couramment 42 000 MWj/t en valeur moyenne. Les combustibles qui dépassent, en valeur moyenne, cette performance, sont dits « à haut taux de combustion ».

RESEAL - Programme européen des 4^{ème} et 5^{ème} PCRD ayant pour but de prouver en vraie grandeur la faisabilité du scellement d'un forage et d'un puits dans une argile plastique.

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 Sûreté émise par la Direction Générale de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection (DGSNR) - Ministère de l'Industrie et de l'Environnement.

RFS III.2.f - Règle Fondamentale de Sûreté définissant les objectifs et critères de sûreté pour le stockage géologique, publiée en juin 1991.

Rhabdophane - Phosphate hydraté de néodyme, erbium, lanthane et yttrium.

RHF - Réacteur à Haut Flux ; réacteur de recherche modéré à l'eau lourde de l'Institut Laue-Langevin (Grenoble).

RIAR - Research Institute of Atomic Reactors, Dimitrovgrad (République Fédérale de Russie).

RMA - Rapport de Modération Accru.

RMN - Résonance Magnétique Nucléaire. Technique d'analyse basée sur la mesure de la fréquence de résonance de noyaux à fort moment magnétique (¹H, ¹⁹F, ³¹P, ¹³C ...). La détection des variations (infimes) de fréquence induites par l'environnement chimique est à la base des nombreuses applications de cette technique dans les domaines de la chimie structurale et de la biologie.

RNR - Réacteur à Neutrons Rapides.

RNVL - RadioNucléide à Vie Longue.

RSF - Réacteur à Sel Fondu.

SAFIR (Rapport) - Safety Assessment and Feasibility Interim Report, rapport synthétisant l'ensemble des acquis techniques et scientifiques du programme de recherche et développement méthodologique consacré par l'agence belge ONDRAF à la mise en dépôt final des déchets radioactifs des catégories B et C au sein d'une formation argileuse peu indurée.

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

SANEX - Selective ActiNides EXtraction - Extraction sélective des actinides. Procédé en cours de définition par le CEA à Marcoule.

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).

SIMS - Secondary Ion Mass Spectrometry (ou Spectroscopy) - Spectrométrie de masse à émission d'ions secondaires.

Sismique 3 D - Procédé géochimique de haute résolution fondé sur l'observation de la transmission d'ondes acoustiques.

SKB - Svensk Kärnbränslehantering AB - Société suédoise de gestion des déchets nucléaires (Suède).

Smectite - Minéral de la famille des argiles qui se caractérise par une forte capacité d'échange et un pouvoir de gonflement en présence d'eau.

Spallation - Processus d'interaction d'un proton de haute énergie (plusieurs centaines de MeV) avec un noyau. Dans le modèle de la spallation, le proton incident sur le noyau déclenche à l'intérieur du noyau des chocs successifs sur les nucléons (cascade intranucléaire) conduisant à l'émission d'un nombre élevé de particules secondaires. Ce processus décrit la production importante de neutrons à partir de l'interaction d'un faisceau d'accélérateur de haute énergie avec une cible épaisse constituée d'un matériau lourd comme le plomb ou le tungstène.

Spéciation - Terme utilisé en chimie pour désigner les diverses espèces chimiques d'un élément (composés de valence différente, anions complexes).

Spécifications de conditionnement - Ensemble des paramètres d'exploitation et des paramètres garantis prescrits pour le conditionnement d'un déchet.

SPIN - SéPARation INCinération - Nom du programme initié par le CEA en 1991 sur la séparation et l'incinération des éléments radioactifs à vie longue.

SPIRE - Programme de recherches dans le cadre du 5^{ème} PCRD, visant à l'étude de matériaux pour les systèmes sous-critiques avec accélérateur.

SPL - Super-conductive Proton Linac.

Stockage - « S'entend de la mise en place de combustible usé ou de déchets radioactifs dans une installation appropriée sans intention de les récupérer » (Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs signée 5 septembre 1997).

Stratégies S-T - S-C - Ce sont les stratégies qui consistent à séparer les radionucléides puis les transmuter (S-T) ou à séparer les radionucléides pour les conditionner (S-C).

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).

THM - Thermo Hydro Mécanique - Se dit des essais, modèles et codes de calcul faisant intervenir des phénomènes thermiques, hydrauliques, mécaniques et les liens entre ces phénomènes.

THMC - Thermo Hydro Mécanique et Chimique - Se dit des essais, modèles et codes de calcul faisant intervenir des phénomènes thermiques, hydrauliques, mécaniques et chimiques, et les liens entre ces phénomènes.

THMCR - Thermo Hydro Mécanique Chimique et Radioactif - Se dit des essais, modèles et de calcul faisant intervenir des phénomènes thermiques, hydrauliques, mécaniques, chimiques et radioactifs, et des liens entre ces phénomènes.

TPH - TétraPropylène Hydrogéné - Diluant industriel du tributylphosphate (TBP) dans le procédé PUREX (voir ce sigle).

TPTZ - Famille de molécules azotées comportant deux cycles de pyridine à un atome d'azote lié à un cycle triazine.

TRADE - Triga Reactor Driven Experiment.

Transmutation - C'est l'action par laquelle un noyau radioactif à vie longue est transformé en un ou deux noyaux à vie courte (ou stables) ; la modification intervient par des réactions nucléaires induites par neutrons (essentiellement capture, fission) et par désintégrations naturelles.

Transport - Dans les études relatives au stockage souterrain des déchets radioactifs, se dit des phénomènes concourant au déplacement des radionucléides depuis les colis de déchets conditionnés.

TRASCO - TRAsmutazione SCORie, projet commun de recherches de l'ENEA (cf. cet acronyme) et de l'institut national italien de physique nucléaire (INFN) pour la conception d'un système de transmutation de déchets radioactifs, piloté par accélérateur.

TRIO-VF - Logiciel de Calculs thermiques, intégré au code Castem (cf. ce mot).

Trisnergique - Voir synergique.

TRUEx - TRansUranic EXtraction - Extraction des éléments transuraniens, procédé américain de retraitement des combustibles usés.

Tsx - Tunnel Sealing eXperiment.

TVO - Teollisuuden Voima Oy, entreprise finlandaise de production d'électricité, propriétaire de deux réacteurs nucléaires en service à Olkiluoto.

TWG - **T**echnical **W**orking **G**roup - groupe d'experts rapportant au MAG (voir cet acronyme).

UE - Union Européenne.

UNSCEAR - **U**nited **N**ations **S**cientific **C**ommittee on the **E**ffects of **A**tomic **R**adiations - Comité Scientifique des Nations-Unies pour l'étude des effets des rayonnements ionisants (ONU).

UOX - Dénomination du combustible à base d'oxyde d'uranium (**U**ranium **O**Xide).

UPC - **U**niversitat **P**olitecnica de **C**atalunya (Université Polytechnique de Catalogne).

Uranium appauvri - Produit résiduel après enrichissement de l'uranium naturel ; sa teneur en ^{235}U est voisine de 0,2 %.

URE - **U**ranium **R**Eenrichi ; désigne l'uranium de retraitement (URT) réenrichi afin d'être utilisé à nouveau dans le cycle du combustible.

URT - **U**ranium de **R**e**T**raitement ; 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 - **V**ibratory **C**ompaction, procédé de production de combustible nucléaire par compactage de petits granulés denses de matériaux nucléaires dans des gaines.

Vitrocéramiques - Voir vitro-cristallins.

Vitro-cristallins - Matrice de confinement comportant deux phases : une phase vitreuse et une phase cristalline. Aussi désignée : vitrocéramique.

WIPP - **W**aste **I**solation **P**ilot **P**lant - Installation pilote de confinement des déchets (Carlsbad, Nouveau-Mexique, États-Unis) destinée au stockage final des déchets militaires (déchets contenant des transuraniens). Installation en exploitation depuis 1999.

XADS - **EX**perimental **A**ccelerator **D**riven **S**ystem - Projet international de démonstrateur expérimental de système (hybride) piloté au moyen d'un accélérateur de protons.

YAG - **Y**ttrium **A**luminium **G**renat - Cristal utilisé pour la réalisation de lasers, utilisés notamment pour le soudage des métaux.

Yucca Mountain - Site désigné pour le stockage des combustibles usés et déchets radioactifs d'origine civile (Nevada, USA).

Zéolithe - Silicate naturel complexe utilisé pour ses propriétés sorbantes.

Zircon - Silicate naturel de Zirconium - minéral très résistant aux altérations (formule chimique : ZrSiO_4)

Zircone - Appellation de l'oxyde de zirconium (ZrO_2).

Zirconolite - Silicate mixte de zirconium ($\text{CaZrTi}_2\text{O}_7$).

ZWILAG - **Z**Wischen**L**AGerung : installation d'entreposage de déchets radioactifs (Würenlingen, Suisse).