



Direction de la Technologie

STRATEGIE ET PROGRAMMES DES RECHERCHES

**sur la gestion des déchets radioactifs
à haute activité et à vie longue**

**(au titre de l'article L542 du code de l'environnement,
issu de la loi du 30 décembre 1991)**

Edition 2003

Avis au lecteur

Ce document a été préparé par les organismes publics chargés des recherches sur la gestion des déchets nucléaires dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991 dont les dispositions ont été reprises dans l'article L 542 du code de l'environnement.

Il a été validé au sein du Comité de Suivi des Recherches sur l'Aval du Cycle. Ce Comité est présidé par le Ministère de la Recherche. Il rassemble :

- *Les organismes de recherches et d'expertise Andra, CNRS, CEA et IRSN,*
- *Les industriels Framatome ANP, EDF et COGEMA,*
- *Les représentants des Ministères concernés.*

Il a fait l'objet d'une présentation à la Commission nationale d'évaluation le 6 mars 2003.

L'édition définitive de ce document a été assurée par l'Andra.

SOMMAIRE

	Pages
Avant Propos	7
Chapitre 1 : Méthodologie : structuration et mise en œuvre des recherches.....	9
1.1 - PRINCIPES DIRECTEURS	9
1.2 - OBJECTIFS POURSUIVIS	9
1.3 - NATURE DES PRODUITS DE L'aval du cycle et ORDRES DE GRANDEUR DES FLUX	10
1.3.1 - <i>Contexte historique</i>	10
1.3.2 - <i>Classification des déchets radioactifs – Périmètre couvert par la loi du 30 décembre 1991.</i>	12
1.3.3 - <i>Nature des produits</i>	13
1.3.4 - <i>Ordre de grandeur des stocks et des flux</i>	14
1.3.5 - <i>Inventaire radiologique</i>	20
1.4 - STRUCTURATION TECHNIQUE DES PROGRAMMES	21
1.5 - COHERENCE, COMPLEMENTARITE ET PRIORITE DES RECHERCHES	22
1.5.1 - <i>Le rendez-vous de 2006</i>	22
1.5.2 – <i>L'appréciation du risque</i>	22
1.5.3 - <i>Réversibilité</i>	23
1.5.4 - <i>Flexibilité</i>	24
1.5.5 - <i>Faisabilité scientifique, technique et industrielle des applications des recherches</i>	24
1.5.6 - <i>Prise en compte par la société de la problématique des déchets</i>	24
1.6 - CRITERES D'APPRECIATION DE LA PERTINENCE DES RECHERCHES.....	25
1.6.1 - <i>Pertinence des recherches</i>	25
1.6.1.1 - <i>Intérêt des recherches</i>	25
1.6.1.2 - <i>Compétences, outils et moyens disponibles (ou à réunir) pour la mise en œuvre des recherches</i>	25
1.6.2 - <i>Outils d'appréciation comparée des solutions issues des résultats de la R&D</i>	26
1.7 - ORGANISATION GENERALE DES RECHERCHES.....	27
Chapitre 2 : Les grands résultats des recherches menées dans le cadre de la loi de 1991.....	29
2.1 - REDUCTION DE LA NOCIVITE DES DECHETS	29

2.1.1 - <i>Séparation poussée</i>	29
2.1.2 - <i>La transmutation des transuraniens</i>	30
2.1.3 - <i>Conditionnements spécifiques</i>	31
2.2 - CONDITIONNEMENT DES DECHETS ET COMPORTEMENT A LONG TERME.....	31
2.3 - ENTREPOSAGE DE LONGUE DUREE	32
2.4 - ETUDES SUR LE STOCKAGE GEOLOGIQUE.....	32
2.4.1 - <i>Progression et organisation des recherches</i>	32
2.4.2 - <i>Etat des connaissances</i>	34
 Chapitre 3 : Les jalons vers 2006.....	37
3.1 - AXE 1	37
3.1.1 - <i>Séparation poussée</i>	37
3.1.2 - <i>Transmutation</i>	37
3.1.3 - <i>Conditionnement spécifique</i>	38
3.2 - AXE 2	38
3.3 - AXE 3	39
3.3.1 - <i>Conditionnement et comportement à long terme</i>	39
3.3.2 - <i>Entreposage de longue durée</i>	39
 Chapitre 4 : Présentation et analyse des programmes de recherche	41
4.1 - LES RECHERCHES MENEES DANS LE CADRE DE L'AXE 1 : SEPARATION-TRANSMUTATION ET CONDITIONNEMENT SPECIFIQUE	41
4.1.1 - <i>La séparation poussée</i>	43
4.1.1.1 - La voie de référence	43
4.1.1.2 - Autres procédés	46
4.1.1.3 - Retraitabilité des futures cibles de transmutation	48
4.1.1.4 - Moyens	49
4.1.1.5 - Connaissances de base	49
4.1.2 - <i>La transmutation</i>	50
4.1.2.1 - L 'étude de cœurs et de concepts pour la transmutation	51
4.1.2.2 - Le développement des combustibles et cibles.....	53
4.1.2.3 - Les études de scénarios	55
4.1.3 - <i>Le conditionnement spécifique</i>	57
4.1.3.1 - Le conditionnement des actinides	57
4.1.3.2 - Le conditionnement des PFVL.....	59
4.1.4 - <i>Pertinence des recherches sur l'axe 1</i>	60
4.2 - AXE 2 – ETUDE DE LA FAISABILITE DU STOCKAGE EN FORMATION GEOLOGIQUE PROFONDE	66
4.2.1 - <i>Démarche générale au titre de l'axe 2</i>	66
4.2.1.1 - Objectifs et organisation en projet	66

4.2.1.2 - La politique scientifique de l'Agence	67
4.2.1.3 - L'organisation du projet en processus.....	68
4.2.1.4 - Historique et logique de déroulement	69
4.2.2 - Le projet HAVL Argile	70
4.2.2.1 - Conception, réversibilité et sûreté d'exploitation	70
4.2.2.2 - Acquisition de connaissances.....	77
4.2.2.3 - Description du fonctionnement du stockage et modélisation.....	102
4.2.2.4 - Evaluation, sûreté à long terme et faisabilité	106
4.2.3 - Le projet HAVL Granite.....	107
4.2.3.1 - Le dossier granite 2002 : objectif, structure, conclusions et enseignements	107
4.2.3.2 - Etudes de conception et typologie des massifs granitiques français.....	108
4.2.3.3 - Modélisation et analyses de sûreté	110
4.2.3.4 - Expérimentations en laboratoires souterrains étrangers.....	111
4.2.3.5 - Programme de reconnaissance	114
4.2.4 - Pertinence des recherches sur l'axe 2	116
4.3 - LES RECHERCHES MENEES DANS LE CADRE DE L'AXE 3 : CONDITIONNEMENT ET ENTREPOSAGE	119
4.3.1 - Introduction.....	119
4.3.2 - Le Combustible Usé	121
4.3.2.1 - Conteneur de stockage de combustible usé compatible avec l'entreposage	121
4.3.2.2 - Spécification et conception du colis de combustibles usés pour l'entreposage	122
4.3.2.3 - Programme de démonstration.....	122
4.3.3 - L'entreposage de longue durée des colis de combustibles usés	125
4.3.3.1 - Etudes de concepts	125
4.3.3.2 - La thermique.....	128
4.3.3.3 - Les matériaux d'infrastructure et la sismique	128
4.3.3.4 - Collaborations	130
4.3.3.5 - Perspectives 2004-2005	130
4.3.4 - Entreposage des déchets C	131
4.3.5 - Les conteneurs pour l'entreposage de longue durée des déchets B	131
4.3.5.1 - Contexte et objectifs.....	131
4.3.5.2 - Les études en cours	132
4.3.6 - L'entreposage de longue durée des déchets B	134
4.3.6.1 - Entreposage industriel des colis de déchets B	134
4.3.6.2 - Les études relatives à l'entreposage de longue durée des déchets B	134
4.3.7 - Etude du Comportement à Long Terme des Colis	138
4.3.7.1 - Introduction	138
4.3.7.2 - Objets et conditions considérés	139
4.3.7.3 - Les colis de déchets vitrifiés	139
4.3.7.4 - Les colis de combustibles usés.....	141
4.3.7.5 - Les Colis Standard de Déchets Compactés	144
4.3.7.6 - Les colis à liant hydraulique.....	145
4.3.7.7 - Les colis à matrice bitume.....	147
4.3.7.8 - Les conteneurs métalliques	148
4.3.8 - Le traitement et le conditionnement des déchets B.....	148
4.3.9 - Prise en charge des colis en entreposage de longue durée	151

4.3.10 - <i>Méthodes de caractérisation des déchets et des colis de déchets</i>	152
4.3.10.1 - Les méthodes d'analyse chimique et radiochimiques	153
4.3.10.2 - Les méthodes de mesures nucléaires.....	153
4.3.10.3 - Les tests de caractérisation comportementale	154
4.3.11 - <i>Appréciation de la pertinence des recherches</i>	155
4.3.11.1 - Pertinence	155
4.3.11.2 - Moyens	156
 Chapitre 5 : Coordination	 157
5.1 - LES INSTANCES DE COORDINATION.....	159
5.2 - LES TRAVAUX EN PARTENARIAT	160
5.2.1 - <i>L'inventaire</i>	160
5.2.2 - <i>Les études liées aux colis</i>	161
5.2.3 - <i>Les acquis des comités techniques thématiques Andra – CEA</i>	162
5.2.4 - <i>Sélection et hiérarchisation des radionucléides</i>	163
5.2.5 - <i>Impacts sanitaires et environnementaux du cycle électronucléaire</i>	166
5.3 - LES GROUPEMENTS DE RECHERCHE	168
5.3.1 - <i>FORPRO</i>	168
5.3.2 - <i>GEDEON/ GEDEPEON</i>	171
5.3.3 - <i>NOMADE</i>	174
5.3.4 - <i>PRACTIS/ PARIS</i>	176
5.3.5 - <i>MoMaS</i>	178
 Chapitre 6 : Les collaborations internationales	 181
6.1 - COLLABORATIONS INTERNATIONALES SUR L'AXE 1	181
6.1.1 - <i>Séparations</i>	181
6.1.2 - <i>Transmutation</i>	182
6.1.3 - <i>Conditionnement spécifique</i>	184
6.2 - COLLABORATIONS INTERNATIONALES SUR L'AXE 2	184
6.3 - COLLABORATIONS INTERNATIONALES SUR L'AXE 3	192
 Annexe 1 : Principales caractéristiques des radionucléides à vie longue	 195
Annexe 2 : Cadre historique et réglementaire.....	211
Annexe 2.1 - <i>Bref historique sur les déchets radioactifs</i>	211
Annexe 2.2 - <i>La doctrine actuelle de sûreté : la règle fondamentale de sûreté RFS III.2.f et la question de la réversibilité du stockage</i>	213

Annexe 3 : Le rôle et les études de l'IRSN	217
Annexe 4 : Recherches contribuant à l'étude des conséquences des déchets radioactifs à vie longue sur l'environnement et la santé humaine	233
Annexe 5 : Description générale des colis et modèle d'inventaire.....	239
Annexe 6 : Moyens financiers et budgétaires	243
Annexe 7 : Glossaire.....	245

Avant Propos

La production d'énergie nucléaire est accompagnée de celles de substances radioactives qui doivent faire l'objet d'une gestion rigoureuse de manière à réduire leur impact sur l'homme et l'environnement à un niveau aussi faible que raisonnablement possible.

En France, la gestion des déchets radioactifs est devenue une question publique, ce qui a amené le législateur à s'en saisir. Cette question a été étudiée de longue date d'un point de vue scientifique et technique. Mais en parallèle, s'est développé, en France comme ailleurs, un courant profond visant à restituer au public une voix quant à la définition du risque acceptable et un rôle participatif dans l'évaluation des nuisances possibles et des mesures à prendre pour les éviter.

La loi du 30 décembre 1991, aujourd'hui reprise dans l'article L542 du Code de l'Environnement, précise les grandes orientations de la politique publique et indique les voies à explorer pour déterminer des modes de gestion opérationnels. Elle constitue ainsi le premier texte législatif global concernant le domaine de la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue. Elle identifie les principes que devront respecter les modes de gestion des déchets radioactifs : respect de la protection de la nature, de l'environnement et de la santé, en prenant en considération le droit des générations futures. Elle prévoit un important programme de recherches structuré autour de trois axes : séparation et transmutation, stockage en formation géologique profonde, conditionnement et entreposage de longue durée.

La loi prévoit en son article 4 qu'en 2006 « le gouvernement adressera au Parlement un rapport global d'évaluation de ces recherches, accompagné d'un projet de loi, autorisant, le cas échéant, la création d'un centre de stockage des déchets radioactifs ».

Pour répondre à cette demande, la définition et la mise en œuvre des programmes de recherche donnent lieu à une réflexion coordonnée par le Ministère chargé de la Recherche, en liaison avec les organismes pilotes (CEA et Andra), les acteurs industriels de l'aval du cycle (EDF, COGEMA, Framatome ANP), les organismes de recherche (CNRS et universités), les ministères chargés de l'industrie (DGEMP) et de l'environnement, l'Autorité de sûreté nucléaire et l'IRSN. Le Comité de suivi des recherches sur l'aval du cycle (COSRAC) est le lieu privilégié de concertation entre les divers acteurs. Le présent document est le produit de celle-ci. Il expose la stratégie de recherche et ses programmes dans chacun des axes. Il fait la synthèse des actions entreprises pour répondre aux exigences de la loi du 30/12/1991 en matière de recherche. Il fait l'objet d'éditions annuelles successives depuis 1996.

Ce document répond aussi au souhait de la Commission Nationale d'Evaluation, instituée par la loi du 30 décembre 1991, de disposer d'un exposé d'ensemble de la stratégie et de sa mise en œuvre. Il est présenté et remis chaque année à cette Commission qui fait part de ses remarques et de ses recommandations. Il constitue un document de référence quant à la définition et à l'exécution des programmes de recherche voulus par la loi. Il permet également dans ses révisions successives, de mesurer les inflexions apportées à la stratégie et les dispositions prises pour sa mise en œuvre. Il est accompagné d'un résumé.

Chapitre 1

Méthodologie : structuration et mise en œuvre des recherches

1.1 - Principes directeurs

Concernant la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue, la loi¹ fixe plusieurs principes fondamentaux :

- Elle demande une large exploration des options envisageables, de sorte qu'une seule voie ne soit pas arbitrairement privilégiée. Les rapports de l'Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques et de la Commission Nationale d'Evaluation ont souligné, à plusieurs reprises, que telle était la condition nécessaire pour l'adoption d'une solution.
- La gestion des déchets doit être assurée “dans le respect de la protection de la nature, de l'environnement et de la santé” (art. 1 de la loi).
- La gestion des déchets doit “prendre en considération le droit des générations futures” (art. 1). En d'autres termes, il n'est pas possible de s'en remettre, pour traiter la question, à de lointaines et hypothétiques avancées scientifiques et techniques, ni de la léguer, sans examen, aux générations futures. Cette responsabilité intergénérationnelle plaide pour le développement d'un important programme de recherche permettant de proposer un ou plusieurs modes de gestion dans un délai de quinze ans (art. 4 de la loi). Cela suppose non seulement une obligation de moyens mais aussi de résultats en matière scientifique et technique. Ces modes de gestion concernent les déchets radioactifs existants à ce jour ou qui seront produits par le parc électronucléaire national.

1.2 - Objectifs poursuivis

Les principes généraux, énoncés par la loi, permettent de définir les objectifs auxquels doit concourir la stratégie de recherche :

- **Apporter en 2006 les éléments scientifiques, techniques et socio-économiques permettant l'évaluation des modes de gestion envisageables à court et long terme.**
La loi prévoit la remise d'un rapport global d'évaluation en 2006. A cette date, certaines voies de recherche auront débouché sur des solutions pratiques. D'autres auront seulement dépassé le stade des premières investigations. Or, l'esprit de la loi est de permettre une décision éclairée en 2006, avec une mise en œuvre de modes de gestion validés à cette date et, le cas échéant, une prolongation des voies de recherche les plus intéressantes pour le long terme.
- **Pour un service rendu donné (quantité d'électricité), diminuer autant que raisonnablement possible l'impact et la production des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue dans la mesure où cela peut réduire les risques liés à ces derniers.**

¹ On entendra dans ce document sous le terme “la loi”, la loi du 30 décembre 1991 relative à la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue, qui est devenue l'article L542 du code de l'environnement.

Les processus industriels actuels devront donc poursuivre leur optimisation et des techniques nouvelles être recherchées en vue d'un moindre impact des nuisances potentielles.

Il convient de rappeler que l'impact éventuel sur la santé et l'environnement d'un mode de gestion des déchets doit s'apprécier en mode normal et aussi en mode accidentel ou dégradé et à toutes les échelles de temps, c'est-à-dire aussi bien à très long terme que durant les phases d'exploitation des systèmes de gestion qui seront mis en œuvre.

- **Proposer des modes de gestion adaptés à chacun des produits susceptibles d'être considérés comme des déchets.**

Cela implique de proposer une analyse technique pour déterminer les produits qui pourraient être considérés comme des déchets ultimes. La décision en la matière sera finalement politique, économique et industrielle. La recherche doit contribuer à éclairer le choix.

- **Evaluer la flexibilité et le degré de réversibilité des divers modes de gestion envisageables.**

Cela doit notamment fournir les indications nécessaires sur la possibilité de passer de l'un à l'autre des divers modes de gestion envisageables.

- **Inventorier et proposer les critères permettant, au regard de la loi, d'apprécier et de comparer les modes de gestion proposés.**

Les recherches doivent s'accompagner d'une réflexion sur les outils nécessaires tels qu'une grille d'analyse.

- **Contribuer à l'élaboration de scénarios globaux de gestion des déchets radioactifs combinant, de façon complémentaire et cohérente, les résultats des recherches conduites au sein des trois axes prévus par la loi.**

Ces objectifs guident la stratégie générale des recherches et déterminent les programmes de recherche pilotés par l'Andra et le CEA.

1.3 - Nature des produits de l'aval du cycle et ordres de grandeur des flux

1.3.1 - Contexte historique

Les recherches menées en France et à l'étranger dans les années 70 et 80 concernant la gestion de l'aval du cycle du combustible ont été en général conduites dans la perspective d'un stockage définitif des déchets à haute activité et à vie longue. Dans certains pays, ces déchets incluaient les combustibles usés en l'état. En France, compte tenu de l'option de retraitement des combustibles usés et de recyclage du plutonium, les recherches se sont focalisées sur les déchets conditionnés au niveau du retraitement, tout en incluant les autres déchets dont ceux de l'exploitation des réacteurs. Elles ont permis de réaliser des progrès importants (comme l'illustre la figure 1.3.1.I relative à la réduction des volumes des déchets conditionnés dans UP3 à La Hague) et de doter les déchets d'un conditionnement satisfaisant.

Volumes de résidus conditionnés dans UP3 (déchets de haute activité et à vie longue après conditionnement)

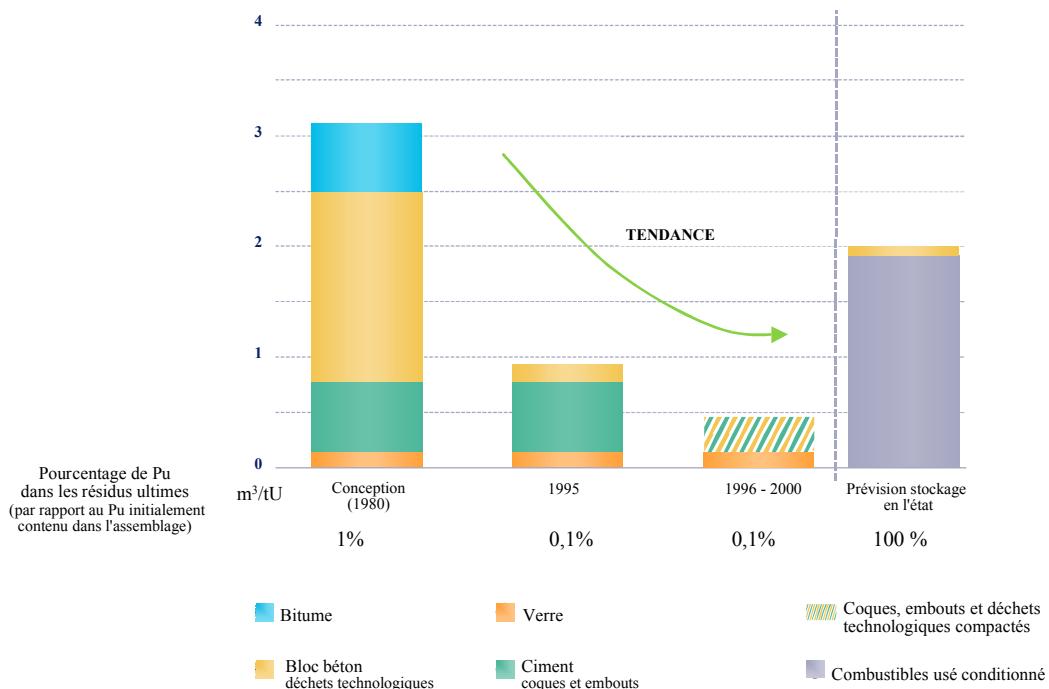


Figure 1.3.1.I

Les recherches ont porté principalement :

- sur l'étude du stockage dans les formations géologiques. A ce sujet une mission a été confiée en 1984 à un groupe de travail présidé par l'ingénieur général Goguel, visant à établir les critères de choix des sites de stockage. Son rapport, rendu public en novembre 1987, a servi plus tard de base à la règle fondamentale de sûreté dite RFS III-2-f, publiée par la DSIN en juin 1991. Cette règle définit les conditions à remplir pour la conception et la démonstration de sûreté d'un stockage souterrain (voir annexe 2.2) ;
- sur un conditionnement des déchets qui soit compatible avec un stockage en formation géologique, ainsi qu'avec un entreposage de quelques décennies dans l'attente du stockage en formation géologique. Ces recherches ont abouti à la mise au point des verres pour le conditionnement des produits de fission et à une réduction substantielle du volume des autres déchets ;
- sur le recyclage du plutonium dans les réacteurs à neutrons rapides ou sous forme de combustible MOX, avec le double avantage de la valorisation énergétique du plutonium et d'une gestion de l'aval du cycle améliorée.

Les recherches sur le retraitement poussé permettant soit de réduire les quantités résiduelles d'actinides dans les déchets à moyenne activité, soit de séparer les actinides mineurs des produits de fission en vue de transmutation ou de conditionnement spécifique, ont été entreprises à un niveau modeste par le CEA dans les années 1980. Les rapports CASTAING de 1982 et 1983 ont encouragé de telles recherches. Par la suite, des instructions ministérielles ont relayé cet encouragement. Ainsi le

CEA a engagé des recherches sur la transmutation des actinides mineurs, telle l'expérience SUPERFACT¹ d'incinération du neptunium.

A la suite du moratoire décidé par le gouvernement, les réflexions menées en 1990 et 1991 à la demande du Premier Ministre par l'Office Parlementaire des Choix Scientifiques et Technologiques (OPECST) ont abouti à des constats majeurs :

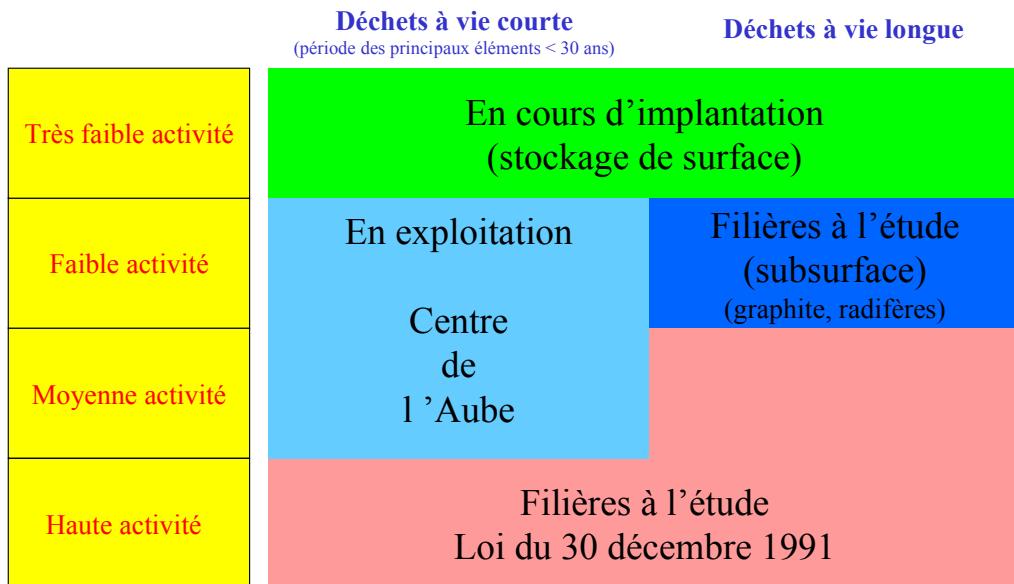
- L'étude d'un projet de réalisation d'un stockage en formation géologique profonde souterrain est maintenue car il ne semble pas possible d'éviter de recourir, à terme, à cette solution.
- Bien qu'un consensus international existe entre scientifiques sur la possibilité de créer des conditions assurant la sûreté d'un stockage profond, l'adoption d'une stratégie pour la gestion des déchets relève d'une décision du Parlement. Une telle décision, d'ordre stratégique, ne préjuge en rien de la décision de l'Autorité de sûreté pour la mise en service éventuelle d'un stockage profond. Or l'OPECST, saisi à de nombreuses reprises de la question de la gestion des déchets radioactifs, a estimé que l'adoption d'une solution ne pourrait être acquise si toutes les possibilités techniques raisonnables n'avaient pas été mises en œuvre pour réduire la "nocivité" des déchets à stocker, soit en réduisant globalement leur activité, soit en traitant sélectivement les radioéléments les plus dangereux à long terme.
- Enfin, pour apporter de la flexibilité dans le processus de gestion des déchets, il était nécessaire de mettre au point des techniques d'entreposage des déchets, capables d'assurer le confinement des déchets radioactifs sur une longue durée.

Ces idées directrices ont conduit à reposer la question de la stratégie nationale de gestion des déchets et amené le Parlement à voter une loi le 30 décembre 1991 prévoyant le lancement d'un programme de recherche selon les trois axes déjà cités. Son application a entraîné la reprise des études sur les concepts de stockage en formation géologique et du développement des laboratoires souterrains. Elle a également donné une forte impulsion aux recherches concernant la séparation des produits de l'aval du cycle, à la transmutation et aux études sur les réacteurs nucléaires innovants, et aux travaux sur l'entreposage de longue durée.

1.3.2 - Classification des déchets radioactifs – Périmètre couvert par la loi du 30 décembre 1991

Les déchets radioactifs sont classés en France en fonction de leur activité et de la période de décroissance des principaux radioéléments. Le diagramme ci-dessous présente les différentes catégories de déchets et indique les conditions de leur gestion à long terme pour chacune d'elle.

¹ *Expériences conduites sur PHENIX de 1982 à 1986.*



Classification des déchets radioactifs

Ainsi la loi du 30 décembre 1991 porte sur la gestion à long terme des déchets radioactifs de haute activité et à vie longue qui comprennent :

- les déchets de haute activité :
 - les produits de fission et les actinides vitrifiés issus des opérations de retraitement des combustibles usés,
 - les combustibles usés au cas où ceux-ci seraient considérés comme non valorisables,
- les déchets de moyenne activité à vie longue :
 - les éléments de structure et les gaines des éléments de combustibles séparés lors des opérations de retraitement,
 - les barres de contrôle des réacteurs activés dans le flux neutronique,
 - des boues de traitement d'effluents,
 - des déchets technologiques,
 - etc.

1.3.3 - Nature des produits

Dans les déchets ciblés par la loi du 30 décembre 1991 se distribuent les radionucléides produits dans le combustible des réacteurs nucléaires lors de la production d'énergie. Selon les déchets le contenu radiologique présente des caractéristiques différencierées mais l'activité reste significative pendant des milliers d'années.

Un assemblage de combustible nucléaire usé UOX provenant d'un réacteur à eau pressurisé contient, en poids :

- dans sa partie interne (69 %) :
 - 96 % d'actinides majeurs (uranium et plutonium) qui représentent encore un potentiel énergétique important, et ne sont pas considérés comme des déchets ultimes,

- 4 % de noyaux qui représentent les résidus de la production d'énergie : les produits de fission, les actinides mineurs (américium, curium, neptunium).
- dans ses structures (31 %) :
 - des matériaux de structure (assemblage) contaminés par les radio-nucléides susvisés et contenant des produits d'activation.

Avec les taux actuels de combustion, au-delà d'une cinquantaine d'années après la sortie du réacteur, la radio-toxicité et le dégagement thermique résiduels des combustibles usés UOX sont largement dominés par les contributions du plutonium et de l'américium (exemple de dégagement thermique d'un combustible usé UOX3 à 55 GWj/tmli : 250 W par assemblage à 100 ans, 10 watts par assemblages à 10 000 ans).

La radioactivité des actinides mineurs (américium, curium, neptunium) et leur thermique décroissent lentement. Elle ne rejoint qu'au bout d'une durée de l'ordre de quelques milliers d'années, une valeur d'activité inférieure à celle de la quantité de mineraux d'uranium initial, à l'origine de l'énergie produite.

Parmi les produits de fission, de moindre importance pour la thermique d'ensemble au-delà de cinquante ans, le césium 137 et le strontium 90 sont à l'origine de l'essentiel du rayonnement et du dégagement thermique, importants au cours des 300 premières années compte tenu de leur période de 30 ans. Ensuite les produits de fission à vie plus longue, produits en quantité moindre deviennent prédominants.

Les produits d'activation sont formés par capture des neutrons dans les matériaux de gainage et de structure du combustible. Leur radioactivité est sensiblement inférieure à celle des autres contributeurs, mais doit être prise en compte car certains radioéléments ont une longue période.

La radioactivité résiduelle des déchets de moyenne activité à vie longue ou des déchets de haute activité ne deviendra pas négligeable même à de très longues durées pendant lesquelles ils devront rester isolés.

L'annexe 1 rassemble les principales caractéristiques de ces radionucléides.

1.3.4 - Ordre de grandeur des stocks et des flux

En amont de la recherche deux types d'informations sont nécessaires :

- une connaissance de la nature des produits ;
- une estimation des ordres de grandeur impliqués.

Un **ordre de grandeur** est suffisant pour appréhender l'ampleur des questions à traiter et déterminer des priorités. Pour situer les ordres de grandeur des déchets accumulés par le parc électronucléaire actuel, on dresse un panorama succinct des stocks engendrés par les activités nucléaires.

Le stock des produits de l'aval du cycle est constitué :

- de l'en-cours du cycle (combustibles en réacteurs ou en piscine) ;
- des assemblages UOX et MOX sortis de réacteurs, entreposés en piscine et dont le devenir n'est pas déterminé ;
- des combustibles divers issus des réacteurs de recherche ou de la propulsion navale ;
- des déchets de catégorie moyenne activité (B) et de haute activité (C) provenant de trois sources principales :
 - le retraitement par COGEMA des combustibles EDF usés,

- l'exploitation du parc de centrales EDF (déchets activés),
- les centres civils et militaires de recherche et d'exploitation du CEA.

Actuellement la politique industrielle d'EDF vise à l'égalité des flux de plutonium séparé et recyclé. Ce principe conduit aujourd'hui à limiter les quantités retraitées en fonction de la capacité des tranches EDF à recycler, cela sans constituer d'autre stock de plutonium séparé que celui nécessaire à la souplesse requise par les procédés industriels. Les combustibles irradiés non retraités et les combustibles MOX usés sont entreposés sous eau dans l'attente d'une décision quant à leur devenir définitif (retraitement ou stockage).

Assemblages entreposés

Le tampon d'exploitation du parc électronucléaire représente environ 10000 tonnes d'assemblages entreposés dans les piscines des réacteurs REP et de La Hague.

Une petite quantité d'autres combustibles (crayons REP prélevés à des fins expérimentales, combustibles EL4, combustibles RNR, combustibles UNGG du CEA, divers) est également entreposée dans diverses installations, notamment l'installation CASCAD du CEA. Ces combustibles, qui représentent actuellement un tonnage d'environ 80 tonnes, pourraient être retraités dans les dix ou vingt prochaines années.

Ordre de grandeur des volumes de déchets de catégories B et C

L'évaluation des ordres de grandeur suppose la détermination d'hypothèses. Une analyse a été réalisée par l'Andra en vue de définir un modèle d'inventaire¹. Ce dernier décrit les données sur les colis exploitées dans le cadre des études sur la faisabilité du stockage. Ce modèle permet de :

- réduire la variété des familles de colis à un nombre restreint d'objets représentatifs ;
- identifier les marges nécessaires pour rendre la conception et l'évaluation de sûreté du stockage aussi robuste que possible vis-à-vis des évolutions potentielles des données.

En ce sens, un modèle d'inventaire se distingue du simple inventaire en prenant en compte des marges de dimensionnement qui permettent de disposer de valeurs englobantes par rapport à l'inventaire.

Les hypothèses générales, issues de l'état du parc nucléaire actuel, sont les suivantes :

- ❶ Le parc électronucléaire restera constitué de réacteurs REP chargés de combustibles UOX et MOX. La production annuelle d'énergie est constante et supposée égale à 400 TWhe.
- ❷ La durée de vie prévisionnelle des tranches est de 40 ans pour toutes les tranches, selon les perspectives actuelles,
- ❸ Le taux de combustion moyen des combustibles URE et MOX déchargés est de 45 GWj/t ; celui des combustibles UOX déchargés est de 33 GWj/t pour l'UOX1, 45 GWj/t pour l'UOX2 et de 55 GWj/t pour l'UOX3,
- ❹ Les hypothèses ❶, ❷ et ❸ conduisent, pour le parc REP existant, à une quantité totale de combustibles déchargés de 45000 t de métal lourd (ML) environ, c'est à dire :
 - au retraitement de 850 t/an de combustible UOX correspondant à la politique de retraitement en vigueur fondée sur l'égalité des flux de plutonium séparé et recyclé ;

¹ *Il est à noter que ce travail destiné à la recherche et qui repose sur des hypothèses englobantes ne doit pas être confondu avec celui d'inventaire national comptable qui doit faire foi de manière très détaillée par rapport aux quantités réelles de déchets français présents sur le sol national. Ce dernier travail a été engagé suite à la décision par le gouvernement en 2001 de mettre en pratique le rapport Le Bars. Cet inventaire devrait être disponible en 2004.*

- à l'entreposage sous eau des combustibles MOX et des combustibles UOX restants.

Sur la base de ces hypothèses, l'Andra a élaboré plusieurs jeux de données afin de situer les ordres de grandeur des déchets de haute activité et de moyenne activité (B et C) produits par le parc actuel. Suite au dossier 2001, l'Andra a conduit en 2002 une actualisation de son modèle d'inventaire pour parvenir au modèle d'inventaire de dimensionnement (MID) qui sera utilisé dans les études jusqu'en 2005

Ces jeux de données ne prétendent pas préfigurer une réalité industrielle et ne constituent donc pas un inventaire intangible. Ils ne prennent pas en compte les scénarios correspondants aux cas d'applications de l'axe 1 pour lesquels les inventaires de déchets restent à quantifier. Ils ont été construits et mis à jour en 2002 pour donner des ordres de grandeur des productions des différentes familles de colis étudiées pour le stockage. Les différences entre les 4 jeux de données envisagés sont destinées à traiter des variations des paramètres qui influent sur la conception et la sûreté du stockage : combustible usé retraité ou stocké en l'état, caractéristiques thermiques...

Jeu de données S1a	Scénario supposant le retraitement de tous les combustibles usés, admettant une augmentation de la charge thermique des verres et supposant un flux de plutonium résiduel, en partie conditionné dans des colis de verre
Jeu de données S1b	Scénario supposant le retraitement de tous les combustibles usés en dehors des combustibles MOX qui sont stockés directement, admettant une augmentation de la puissance thermique des verres
Jeu de données S1c	Idem S1b mais avec une production de colis de verre de puissance thermique équivalente à celle des verres produits actuellement
Jeu de données S2	Scénario arrêtant le retraitement des combustibles UOX en 2010. Stockage direct des combustibles usés déchargés au delà, augmentation de la charge thermique pour environ 50% des colis haute activité C vitrifiés

Il faut souligner que le jeu de données " S1c " maintient les modalités de conditionnement de déchets telles qu'elles sont actuellement pratiquées (application de la spécification de production actuelle des verres notamment).

A partir de ce travail, et en considérant des marges de dimensionnement, l'Andra a élaboré le modèle d'inventaire de dimensionnement (MID). Ce dernier est établi sur la base des déclarations des producteurs quant à la production des différents colis pour les différents scénarios. Par rapport aux modèles précédents établis, le MID sous-tend les études de dimensionnement et d'ingénierie conduites par l'Andra sur la faisabilité d'un stockage en formation géologique profonde. Il vise donc à un caractère « enveloppe » afin d'instruire l'ensemble des questions techniques que pourraient soulever la prise en charge des déchets correspondants. Pour ce faire, les principes suivants ont été retenus dans l'élaboration du MID :

- une remise à jour des données de production a été réalisée par les producteurs afin de refléter autant que faire se peut les productions de déchets telles qu'elles sont aujourd'hui connues (déchets déjà produits) ou projetées (déchets à produire) pour les différents scénarios,
- aucune hypothèse n'est retenue quant au mode de stockage possible pour certains déchets (acceptation en centre de surface par exemple) qui sont considérés en totalité dans l'inventaire,
- les estimations hautes sont retenues dans les déclarations transmises par les producteurs,

Le tableau ci-dessous donne des ordres de grandeurs de quantités de déchets susceptibles d'être gérés dans un stockage en formation géologique profonde selon les différents scénarios (données du MID) :

Modèle d'inventaire de dimensionnement	Jeu de données S1a	Jeu de données S1b	Jeu de données S1c	Jeu de données S2
Nombre d'assemblages de combustibles usés	0	5400	5400	58000
Volume de colis primaires (1) de déchets haute activité (C) vitrifiés (m ³)	6300	6300	7400	2500
Volume de colis primaires (1) de déchets moyenne activité (B) (m ³)	79000	78000	78000	71000

(1) : sans prise en compte d'un complément de colisage éventuel pour le stockage

Les volumes de déchets de moyenne activité (B) indiqués dans le tableau intègrent l'ensemble des colis inscrits dans le modèle d'inventaire de dimensionnement, à l'exception des aiguilles de radium et sources scellées, inscrites par précaution dans le modèle, mais devant encore faire l'objet d'une estimation de volume.

Les volumes indiqués sont supérieurs à ceux figurant dans les versions antérieures de ce document, et qui correspondaient au « modèle d'inventaire préliminaire ». Pour les déchets de moyenne activité, cela résulte des éléments suivants :

- la prise en compte de l'ensemble des enrobés bitumineux produits à Marcoule avant 1995, évitant par précaution de préjuger de leur mode de stockage envisageable (environ 14 000 m³) ;
- une actualisation par le CEA des prévisions de production de déchets technologiques liés au fonctionnement de ses installations (environ 1500 m³) ;
- la prise en compte de déchets, non comptabilisés dans le MIP, correspondant aux opérations de reprise et de conditionnement de déchets anciens sur les sites COGEMA de La Hague et de Marcoule (environ 10 000 m³), en évitant là encore par précaution de préjuger de leur mode de stockage envisageable ;
- la prise en compte d'un volume de déchets technologiques cimentés correspondant à l'estimation haute fournie par COGEMA (environ 4500 m³) ;
- une hypothèse d'augmentation, selon les données transmises par les producteurs, du ratio de production des colis standard de déchets compactés par tonne de combustible retraité à l'usine de La Hague (+ 2000 m³ environ).

Pour les déchets de haute activité (C), l'évolution des volumes par rapport au modèle d'inventaire préliminaire, résulte principalement d'une augmentation du nombre de colis issus du retraitement des combustibles UOX2/URE (45 GWj/t) et des combustibles UOX3 (55 GWj/t), par tonne de métal retraitée, suite à une modification des ratios de production envisagés selon les données transmises par les producteurs.

Il est à noter que pour les déchets de moyenne activité une part importante des quantités de déchets a été produite ou doit être produite dans la continuité des pratiques actuelles, ce qui assure une robustesse du modèle d'inventaire. Pour les déchets de haute activité, le modèle apparaît également robuste du fait des faibles volumes et du choix du procédé de vitrification comme mode de conditionnement unique.

Les déchets pour lesquels d'autres concepts de stockage sont à l'étude, n'ont pas été pris en compte dans ce travail :

- déchets de graphite (empilements et chemises des réacteurs UNGG),
- déchets radifères d'activité massique inférieure à 1 Ci/tonne.

Des illustrations de colis de déchets radioactifs à haute activité et/ou à vie longue sont proposées sur les figures 1.3.4-a et 1.3.4-b.



Figure 1.3.4.a - Conteneur standard de déchets vitrifiés (CSD-V) Il constitue l'essentiel de l'inventaire des déchets de catégorie C et contient plus de 99% de l'activité (non recyclable) des combustibles usés.



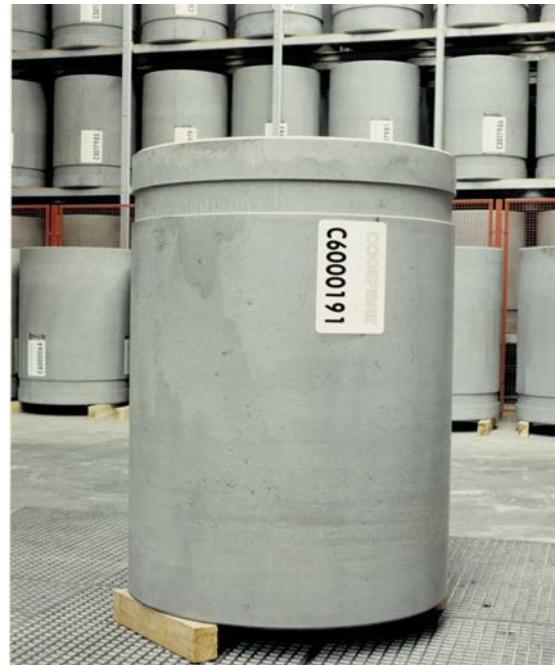
*Fût de coques et embouts cimentés
(production arrêtée depuis mi-1995)*



*Conteneur standard de déchets compactés (CSD-C)
(production à partir de 2001 pour le conditionnement
des coques et embouts et des déchets technologiques)*



*Fût contenant des boues de traitement
d'effluents incorporées dans du bitume*



*Conteneur béton fibres cylindrique (CBF-C)
contenant des déchets technologiques bloqués dans
un liant hydraulique*

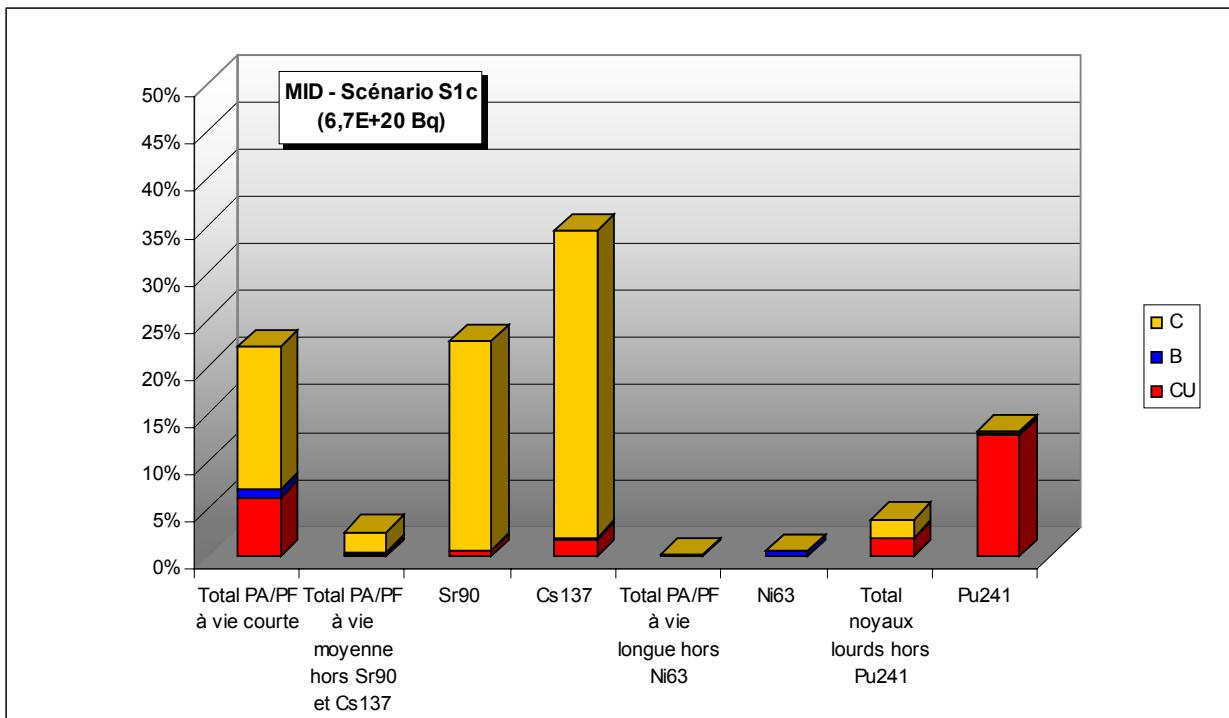
Figure 1.3.4-b : Exemples de colis de déchets à haute activité et/ou vie longue de catégorie B

1.3.5 - Inventaire radiologique

L'inventaire radiologique pris en compte pour les études de faisabilité du stockage est établi à partir :

- des inventaires disponibles sur les différentes familles de colis,
- des inventaires radiologiques des combustibles usés,
- des données relatives aux procédés générant les colis de déchets (ratios de productions, fonctions de transfert des radionucléides « combustible - colis de déchets »).

La figure ci-dessous illustre la répartition de l'inventaire radiologique total dans les combustibles usés, les déchets C vitrifiés et les déchets B, pour le jeu de données S1c correspondant à la poursuite de la gestion actuelle.



Répartition des radionucléides dans les déchets à moyenne activité et à vie longue, dans les déchets à haute activité et dans les combustibles usés

Les proportions de chaque groupe de radionucléides ou d'un radionucléide particulier dans les déchets C, B et dans les CU sont détaillées dans le tableau ci-dessous.

	B	C	CU	Total
Total PA/PF à vie courte	0,8%	15,1%	6,3%	22,2%
Total PA/PF à vie moyenne hors Sr90 et Cs137	0,1%	2,1%	0,3%	2,6%
Sr90	0,1%	22,1%	0,6%	22,8%
Cs137	0,1%	32,5%	1,9%	34,5%
Total PA/PF à vie longue hors Ni63	0,0%	0,1%	0,0%	0,1%
Ni63	0,6%	0,0%	0,0%	0,6%
Total noyaux lourds hors Pu241	0,0%	2,0%	2,0%	4,0%
Pu241	0,3%	0,0%	12,9%	13,2%
Total	2,1%	74,0%	24,0%	100,0%

L'inventaire a été actualisé dans le cadre des études qui ont conduit à présenter le modèle d'inventaire de dimensionnement, notamment en affinant la présentation des données.

1.4 - Structuration technique des programmes

La loi du 30/12/91 impose une large exploration des solutions scientifiques et techniques possibles en matière de gestion des déchets dans le cadre des axes de la loi. Cette section est consacrée à l'inventaire des recherches possibles, puis elle met en évidence comment les briques de base peuvent être agencées dans le cadre d'une stratégie de recherche visant cohérence et complémentarité.

Principes

Il convient en premier lieu de s'assurer que, dans le cadre de la loi, les diverses solutions envisageables ont été abordées. Celles-ci peuvent se décliner, à partir des trois axes de recherche de la loi de 91, en cinq opérations types :

- la **séparation** des radionucléides à vie longue, dans la perspective de modes de gestion plus spécifiques ; elle pourrait s'inscrire en continuité des procédés de traitement existants ;
- leur **transmutation**, dans des réacteurs électrogènes ou spécialisés, pour les transformer en noyaux non radioactifs, ou à vie plus courte ; ou optionnellement leur **conditionnement spécifique** dans des matrices nouvelles pour ceux des radionucléides non aisément transmutables ;
- leur **conditionnement**, en constituant des colis, afin d'assurer un confinement performant dans un objectif de grande durabilité (en entreposage de longue durée ou en stockage), ou de flexibilité (possibilité de reprise ultérieure, en particulier pour les combustibles usés entreposés) ;
- **l'entreposage** de longue durée des colis, qui est une manière d'introduire de la flexibilité dans les stratégies futures ;
- le **stockage** des colis, avec une option de réversibilité, apte à offrir une solution définitive, en isolant de façon ultime les radionucléides de l'environnement à l'échelle des temps géologiques.

La stratégie de la recherche conduit à identifier les blocs de base nécessaires.

La méthode appliquée consiste en une analyse par catégories de produits en les caractérisant, en citant les résultats acquis pour chacune d'entre elles et les orientations à explorer à l'avenir. Ce passage en revue se veut exhaustif. En s'appuyant sur les orientations de la loi, les questions suivantes sont à instruire pour chaque produit ou classe de produits radioactifs par les acteurs de la loi :

- Ce produit est-il susceptible d'une réutilisation dans une filière nucléaire ?
- Dans l'affirmative, quelles recherches sont conduites pour cette réutilisation et quels déchets en résulteront ?
- S'il ne devait pas être réutilisé, ce produit, alors identifié comme un déchet potentiel, est-il susceptible d'un traitement supplémentaire par rapport à ceux qu'il a déjà subis, qui réduise sa nocivité potentielle ou conduise à modifier son mode de gestion dans un sens favorable aux principes de la loi ?
- Les traitements répondant positivement à cette dernière question font-ils l'objet de recherches et quels seraient les déchets résiduels et induits ? Si un traitement ultérieur est envisagé et étudié, des recherches particulières sont-elles nécessaires pour assurer la sûreté de l'entreposage pendant la période d'attente ?
- Pour les produits considérés comme des déchets potentiels, des recherches sont-elles menées pour définir le(s) procédé(s) de leur conditionnement et préparer la démonstration de sûreté de leur entreposage de longue durée et celle de leur stockage ?

1.5 - Cohérence, complémentarité et priorité des recherches

La cohérence des recherches peut être considérée sous des angles multiples. Plusieurs aspects méritent d'être explicités, notamment au niveau des rapports qu'entretiennent ces divers programmes entre eux.

1.5.1 - Le rendez-vous de 2006

Même si la faisabilité technique de toutes les voies envisagées n'est pas entièrement établie en 2006 tous les éléments intermédiaires seront utiles pour instruire de manière approfondie la décision et déterminer éventuellement quelles voies et quels programmes de recherche devront être poursuivis.

Chaque solution technique envisagée doit être, le plus tôt possible et au plus tard en 2006, accompagnée d'une analyse, au moins préliminaire, conforme aux critères énoncés dans la suite de cette section, en particulier ceux de sûreté (incluant tous les facteurs : risques liés à la mise en œuvre industrielle, risques à moyen et à long terme), et de faisabilité économique. Les études correspondantes doivent donc être poursuivies.

Toutes les recherches doivent apporter une forme de réponse en 2006. Les recherches dont les résultats sont indissociables de l'évaluation des solutions proposées doivent être conduites selon un calendrier harmonisé.

1.5.2 – L'appréciation du risque

Il existe deux moyens complémentaires de se protéger d'un risque dû à des substances toxiques. La première porte sur la source des nuisances : il s'agit de réduire autant que possible l'inventaire des substances toxiques. La seconde concerne les mesures à prendre avec l'inventaire restant : empêcher que ces substances puissent être incorporées en quantité nuisible par des populations.

Dans le premier cas, il s'agit donc de disposer d'un outil pour apprécier dans l'absolu la réduction de l'inventaire. Compte tenu des éléments variés et souvent mélangés présents dans les déchets, on fait appel à divers indicateurs. On considère d'une part l'activité radiologique mesurée en *becquerels*. Cette dernière tient compte de la période de décroissance radioactive qui varie d'un élément à l'autre. En outre, pour tenir compte de la variabilité des effets toxiques selon la nature et l'énergie des particules émises lors d'une désintégration radioactive, on se réfère à la radiotoxicité dont l'unité de mesure est le *sievert*. Il faut noter que cette unité n'est qu'une mesure de la capacité de nuisance potentielle d'un inventaire de radionucléides donnés en évaluant la dose qui serait reçue par un ensemble de personnes les ayant intégralement incorporés. Ce n'est évidemment pas une mesure de risque.

Pour comparer divers scénarios de production d'énergie et de gestion des déchets, on rapporte l'inventaire des radionucléides apparaissant dans le scénario à la quantité d'énergie produite (kWh) ou à la masse des noyaux lourds (uranium, plutonium) présents dans les combustibles avant irradiation exprimée en tonnes de métal lourd initial (tmtli). Ces formulations permettent de comparer l'inventaire des radioéléments qui resteront à gérer après application des différentes mesures visant à le réduire.

Le second mode d'appréciation est relatif non plus à l'inventaire dans l'absolu, mais aux modes de gestion éventuels des déchets : conditionnement, entreposage ou stockage en profondeur. Dans le cadre des mesures visant à protéger la population et l'environnement d'une exposition aux déchets, il peut demeurer une dose susceptible d'être reçue par des populations exposées au transfert éventuel des radioéléments issus des systèmes d'isolation. On parle alors de *doses à l'exutoire*. Cette notion est utilisée de manière générique car elle recouvre des réalités différentes selon les modes de gestion

considérés, alors même que les doses ne s'appréhendent qu'en liaison avec une population de référence qui serait potentiellement exposée.

Pour comparer différentes stratégies de gestion sous les deux angles précédents, il faut considérer des scénarios globaux et complets. Les recherches conduites sur chaque maillon de la chaîne doivent être appréciées au regard de leur contribution à la réduction de l'inventaire global, des contraintes propres et des risques de chaque installation, et des doses à l'exutoire pour ce qui concerne un stockage. Il convient de noter que le confinement de la radioactivité n'inclut pas celui des dégagements de chaleur, qui doit être évacuée, notamment ceux issus des déchets à haute activité. Les contraintes de gestion de l'inventaire thermique sont également un facteur important de la gestion de l'inventaire radio-toxique pendant les premiers siècles.

Les recherches en cours répondent à ces exigences. Elles attachent une importance particulière à la maîtrise du plutonium qui constitue la majeure partie de l'inventaire radiotoxique. Elles prennent également en compte les actinides mineurs, qui, une fois la majorité des produits de fission éliminés par décroissance radioactive, représentent alors la composante principale de l'inventaire radiotoxique à long terme. La réduction des doses à l'exutoire passe tout d'abord par la conception d'ensemble de l'entreposage ou du stockage (choix du site et des barrières). Elle peut être complétée par un traitement sélectif des radionucléides apportant la plus forte contribution à la dose à l'exutoire. Dans ce cadre, on verra qu'un effort particulier porte sur certains produits de fission à vie longue. Les recherches correspondantes concernent leur séparation, leur transmutation ou leur conditionnement spécifique.

Il est logique d'attribuer la plus grande priorité aux recherches concernant la gestion des radionucléides les plus influents. Toutefois, le classement des différents radionucléides peut dépendre des modes de gestion considérés. En conséquence, la définition des priorités des recherches résultant d'une hiérarchisation des radionucléides présentant un impact significatif à divers horizons temporels est liée à l'analyse des modes de gestion envisagés, notamment pour ce qui concerne le stockage étudié dans le cadre de l'axe n° 2 des recherches. Une couverture des différents scénarios envisagés doit donc être assurée.

1.5.3 – Réversibilité

La réversibilité est l'une des caractéristiques importantes d'un concept de stockage en formation géologique profonde évoquée par la loi du 30/12/91. Elle est en conséquence prise en compte avec une attention particulière dans les recherches menées au titre de l'axe 2.

Suite à la demande du Gouvernement du 2 février 1998, un effort accru a été consacré à l'étude de la réversibilité. Cet effort vise à mieux formaliser les modalités de réversibilité et à identifier les mécanismes physiques et chimiques, en particulier liés au milieu géologique, qui vont contraindre les possibilités de réversibilité. La notion de fermeture des ouvrages de stockage par étapes successives a été précisée sur la base des temps caractéristiques des phénomènes affectant le système. Les caractéristiques du colis et la connaissance de son comportement à long terme constituent un des points déterminants pour la réversibilité, de même que l'évolution des ouvrages. Confirmant ces orientations, le Gouvernement a affirmé le 9 décembre 1998 sa volonté de s'engager résolument dans la voie de la réversibilité.

Les concepts d'entreposage de longue durée (en surface ou en subsurface) intègrent par définition la réversibilité. En effet, une installation de ce type est conçue pour l'entreposage, puis la reprise des colis, tout en assurant leur protection de façon robuste et durable.

1.5.4 - Flexibilité

La loi du 30 décembre 1991 utilise le terme réversibilité pour qualifier un éventuel stockage en formation géologique profonde. Il est toutefois utile de s'interroger sur un concept plus général de flexibilité dont l'intérêt doit être évalué en liaison avec les programmes de recherche conduits.

A titre de définition préliminaire, on notera que la flexibilité pourrait recouvrir, dans sa forme extrême, deux attitudes :

- ne pas s'engager dans une voie irréversible tant que, à un stade donné de la gestion des déchets, plusieurs voies sont en cours d'étude et que, dans l'une d'elles, les recherches n'ont pas abouti ;
- remettre en question certaines actions passées.

De telles attitudes présentent évidemment un coût et des risques notables qui doivent être évalués avec précision. Elles ne sauraient constituer une règle de conduite générale. A l'inverse, négliger la flexibilité peut conduire à des impasses ou à des choix de recherche incohérents. Ainsi, pour un certain nombre d'enjeux majeurs, ce paramètre devra être utilisé pour s'assurer de la cohérence des actions de recherche entreprises.

Les recherches permettront d'évaluer les bénéfices attendus de l'application de ce concept, au regard de ses inconvénients qui peuvent être importants (durée supplémentaire d'entreposage, coût et risque sanitaire du traitement supplémentaire, sûreté, report sur les générations futures de la charge de gérer les déchets).

1.5.5 - Faisabilité scientifique, technique et industrielle des applications des recherches

L'exploration des différentes solutions applicables à la gestion des produits de l'aval du cycle doit être menée avec une grande liberté intellectuelle pour encourager l'innovation. Cependant, quand la faisabilité scientifique paraît acquise, restent encore de nombreux points à instruire avant d'envisager le passage au stade industriel. Complétude, coût prévisionnel, sûreté entre autres points doivent absolument être examinés pour chaque voie de gestion envisagée, non seulement pour dimensionner les installations en fonction de la production attendue de déchets du parc électronucléaire, mais pour rechercher les adaptations nécessaires de l'outil de production si telle voie ouverte par les résultats de recherche était mise en œuvre.

Cette évaluation doit faire appel à l'expérience des acteurs industriels. Tenant compte de leurs contraintes de sûreté et d'efficacité économique, ils pourront, le cas échéant, infléchir leurs procédés et leur outil de production. Des transformations majeures ne peuvent être envisagées qu'à long terme. Il faudra apprécier, même de manière sommaire, dans quelle mesure et sous quelles conditions économiques les installations industrielles seront en mesure de s'adapter à diverses évolutions techniques issues d'une éventuelle décision législative.

1.5.6 – Prise en compte par la société de la problématique des déchets

Les choix pour la gestion des déchets concernent la société, il est donc nécessaire d'intégrer, dès l'origine, cette préoccupation aux projets de recherche. Cela revêt au moins deux formes. D'une part, conduire les études nécessaires pour mesurer l'impact comparatif des solutions proposées. Ces études d'impact devront être suffisamment étayées et explicites pour disposer d'une crédibilité incontestable.

D'autre part, bien que le dossier soit complexe, il faut conduire une réflexion sur la manière de nourrir un débat aussi large que possible entre les acteurs, les élus et la population. Cela passe par une étape d'appropriation, par tous les intervenants, de l'ensemble des données, non seulement techniques mais aussi sociales et économiques, caractérisant les diverses options. Un soin particulier sera apporté à consolider leur crédibilité en mettant en évidence les points de débats essentiels. De plus, une

réflexion d'ensemble sur le contrôle des systèmes techniques s'imposera, même si elle ne relève pas stricto sensu des recherches voulues par la loi.

1.6 - Critères d'appréciation de la pertinence des recherches

Des principes et objectifs énoncés ci-dessus découlent les éléments d'un cadre d'appréciation a priori de la pertinence des programmes de recherche. Les recherches possibles sont nombreuses et de nature diverse. Certaines concernent la mise au point de procédés immédiatement utilisables. D'autres visent des modes de gestion innovants destinés au moyen ou long terme. Le premier objet de cette section est donc d'énoncer le cadre d'analyse normatif appliqué aux différents programmes.

Par ailleurs, les diverses "briques de base" que la recherche développe, sont susceptibles d'apporter une variété de modes de gestion décidables. L'objectif pour 2006 est de proposer un ensemble de tels modes en vue de former, aux divers horizons temporels successifs, une combinaison des modes validés par la recherche. In fine, le choix relèvera de décisions politiques, intégrant les impératifs industriels et économiques. Le rôle de la recherche dans ce processus est d'apporter les outils permettant de comparer entre eux les divers modes de gestion. Il convient donc de réfléchir sur le cadre global pour les analyser.

1.6.1 - Pertinence des recherches

Cette section donne une grille d'analyse qui met en regard, d'une part les objectifs et l'intérêt des programmes de recherche au vu des exigences de la loi, d'autre part la disponibilité ou la possibilité de réunir les moyens nécessaires.

1.6.1.1 - Intérêt des recherches

Les critères à prendre en compte pour apprécier l'intérêt des recherches sont les suivants :

- Pertinence vis-à-vis des principes énoncés à l'article 1 de la loi du 30 décembre 1991 (rappelés ci-dessus en 1.1)**

Cette pertinence s'apprécie au regard des principes et des objectifs rappelés en 1.1 et 1.2 ci-dessus. Il conviendra également d'indiquer, dans la mesure du possible, si certains objectifs de recherche doivent être considérés comme des points de passage obligés.

- Evaluation préliminaire de la complexité et des coûts industriels des divers modes de gestion**

La réalisation industrielle d'un procédé, même très innovant, repose en partie sur des éléments connus permettant d'évaluer grossièrement ses coûts, sa complexité et les risques associés.

- Position des recherches et des réalisations au plan international**

Il s'agit d'évaluer au plan international les résultats des recherches. La participation à des programmes internationaux doit également être encouragée. La dynamique scientifique du domaine constitue un paramètre important, notamment en termes de diffusion des connaissances fondamentales.

1.6.1.2 - Compétences, outils et moyens disponibles (ou à réunir) pour la mise en œuvre des recherches

Les compétences, outils et moyens nécessaires disponibles pour conduire les recherches s'évaluent à partir des critères suivants :

- Existence et compétence des équipes**

La disponibilité des compétences scientifiques et techniques constitue un préalable. En fonction du degré d'intérêt du thème de recherche, si l'objectif est considéré comme prioritaire, il conviendra de développer les équipes nécessaires, de capitaliser l'expérience existante si les compétences

nationales sont jugées insuffisantes, voire d'opter, en toute connaissance de cause, pour une autre voie si les compétences apparaissent impossibles à créer dans un délai raisonnable.

- **Disponibilité des moyens techniques nécessaires**

Il s'agit de l'ensemble des outils et investissements nécessaires pour le bon développement des recherches.

- **État des technologies envisageables et maturité technologique prévisible de ces dernières en 2006**

Les recherches se déroulent dans un environnement technologique qui permet de juger certaines évolutions plus ou moins probables. Une estimation de l'état de l'art technologique attendu, en 2006 et au-delà, constitue donc un paramètre important pour évaluer les capacités de réussite des recherches.

- **Disponibilité du financement nécessaire**

Il s'agit d'une part d'apprécier les moyens financiers nécessaires aux recherches, et d'autre part de définir l'allocation de ces moyens en fonction des priorités.

Cette grille permet d'apprécier les objectifs et la pertinence de l'effort de recherche. Elle permet de mesurer si les moyens mis en œuvre sont satisfaisants.

1.6.2 - Outils d'appréciation comparée des solutions issues des résultats de la R & D

Les résultats de la R&D doivent être évalués avec les critères appropriés, préalablement à leur utilisation dans l'élaboration d'un plan global de gestion comportant un ensemble de choix possibles.

Il faut donc définir une grille d'évaluation des impacts des scénarios bâtis sur les résultats de la recherche en vue d'une analyse multicritère pour permettre, à terme, de bien caractériser et comparer ces scénarios. L'objectif général est évidemment d'apporter, sous diverses contraintes rappelées dans les chapitres précédents, des solutions de gestion d'ensemble de l'aval du cycle.

Les principaux critères considérés pour ces analyses peuvent se distribuer suivant diverses familles plus ou moins quantifiables :

- les critères sanitaires et environnementaux :
 - l'impact radiologique aux travailleurs,
 - l'impact radiologique à la population, sur un même horizon de temps pour tous les modes de gestion,
 - la nature, la forme et la toxicité de l'inventaire radioactif,
 - la dose induite à l'exutoire d'un éventuel stockage,
 - les caractéristiques des déchets (radioactifs ou non) issus des phases amont du cycle ;
- la robustesse vis-à-vis d'aléas techniques, sociaux, politiques ou économiques ;
- l'impact en matière de prolifération ;
- les coûts et ressources économiques nécessaires ;
- la capacité de mise en œuvre technique et industrielle ;
- les charges et opportunités pour les générations futures.

In fine, la pondération de l'ensemble de ces critères résultera évidemment d'un choix de politique publique. En revanche, l'étude détaillée de ces critères pour chaque solution constituera un élément préparatoire pour la décision.

En première approche, on adoptera une démarche, pour partie inspirée des analyses de cycle de vie (ACV), consistant à comparer les divers modes de gestion en regard d'une série de critères, et ce pour un service rendu donné : suivant les cas, l'électricité produite ou une grandeur caractéristique du stock de déchets existants considérés.

Ainsi, l'un des buts de la recherche est d'apporter, en même temps que les résultats scientifiques et techniques, une grille d'analyse aussi complète que possible, étayée pour chaque paramètre par les études correspondantes. Le développement de cette méthode d'analyse multicritère constitue donc à lui seul un objet de recherche important.

Un forum d'échanges sur les données environnementales réunissant l'Andra, le CEA, la COGEMA, EDF et FRAMATOME conduit une réflexion sur ce type d'analyse multicritère (cf. chapitre 5). Il est intéressant de noter que cette démarche se retrouve aussi au sein d'organismes internationaux tels que l'AEN ou l'Union européenne, ou encore apparaît chez les homologues étrangers.

1.7 – Organisation générale des recherches

Lors du lancement des recherches et conformément aux orientations de la loi du 30 décembre 1991, les ministères de tutelle ont décidé de confier le pilotage des recherches :

- au CEA pour les axes 1 et 3,
- à l'Andra pour l'axe 2.

Le pilotage consiste à :

- élaborer les programmes de recherche ;
- structurer les programmes au sein d'un échéancier compatible avec le terme de 2006 et assurant la cohérence entre les 3 axes ;
- animer les recherches ;
- intégrer les résultats pour les approches globales et les évaluations des projets.

Les recherches sont financées par l'Etat (subventions CEA et CNRS) et par les partenaires producteurs de déchets (CEA, EDF et COGEMA).

La conception et la réalisation des programmes de recherche se font en concertation entre les différents acteurs de la loi, et impliquent les contributions et participations des partenaires et prestataires, chacun dans leurs domaines de compétences, pour les travaux de R&D à caractère fondamental et s'inscrivant dans un cadre pluriannuel. Chaque pilote a la responsabilité d'associer et de mobiliser aussi largement que possible les compétences scientifiques existantes.

La concertation entre les acteurs de la loi se déroule, dans le cadre des instances de R&D (accords de partenariat de R&D CEA, EDF, Framatome ANP, COGEMA, Andra, ...) ainsi qu'au sein des Groupements de Recherche (MOMAS, PRACTIS, GEDEON, FORPRO, NOMADE) du CNRS auxquels participent l'Andra, le CEA, COGEMA, EDF, Framatome ANP ainsi que les universités.

Une importante communauté scientifique est mobilisée sur les recherches. Pour le CNRS, les Départements impliqués sont notamment le Département des Sciences Chimiques (SC), l'Institut National de Physique Nucléaire et de Physique des Particules (IN2P3), l'Institut National des Sciences de l'Univers (INSU), les Départements de Sciences Physiques et Mathématiques (SPM) et de Sciences pour l'Ingénieur (SPI). Les actions du CNRS au sein des GDR sont coordonnées par le programme interdisciplinaire PACE (Programme sur l'Aval du Cycle Electronucléaire). Les contributions des universités, du BRGM, de COGEMA ou d'EDF sont également importantes.

En ce qui concerne l'IRSN, son programme de recherche propre doit lui permettre de jouer son rôle d'appui technique des autorités de sûreté. Il planifie donc sa recherche de manière indépendante en tenant compte des échéances industrielles et de l'avancement des programmes scientifiques dans les trois axes. Ses travaux sont présentés en annexe 3.

Deux aspects peuvent être distingués en matière d'aval du cycle :

- ✓ la recherche et développement, qui formule et décline les questions fondamentales, élabore les programmes destinés à y répondre, examine la palette des solutions techniques à travers les phases de faisabilité scientifique, technique et d'évaluation de faisabilité industrielle.

Le CEA et l'Andra y jouent leur rôle de pilote dans la coordination et la consolidation de travaux de recherche, qui incluent la contribution à des études de scénarios, en fournissant des données pour le niveau industriel.

- ✓ les choix de stratégies industrielles, qui relèvent des industriels eux-mêmes et des pouvoirs publics.

Le présent document se concentre sur le premier aspect et a donc pour objectif de préciser la stratégie des recherches, l'organisation des programmes et les développements entrepris sous l'égide des différents acteurs.

Chapitre 2 : Les grands résultats des recherches menées dans le cadre de la loi de 1991

La question de la gestion des déchets s'est posée dès le début de l'industrialisation de l'énergie nucléaire. Des recherches ont été engagées depuis 30 à 40 ans, c'est en France dans les années 60 qu'ont commencé les premières expériences de vitrification, laquelle constitue, aujourd'hui, la meilleure solution de conditionnement des déchets de haute activité. Les recherches sur la gestion des déchets nucléaires, dans le cadre de la Loi, sont structurées en cinq domaines comme indiqué dans le chapitre précédent :

- deux faisant partie du programme sur la réduction de la nocivité des déchets radioactifs :
 - la séparation poussée,
 - la transmutation (ou en option le conditionnement spécifique) des radionucléides séparés,
- et trois autres concourant à la gestion à moyen et long terme :
 - le conditionnement et le comportement à long terme,
 - l'entreposage de longue durée,
 - le stockage géologique.

Les recherches, pilotées par l'Andra et le CEA, sont menées en coopération avec les partenaires de l'industrie nucléaire que sont EDF, COGEMA et Framatome ANP, et de la recherche avec le CNRS et les universités. Elles bénéficient d'importantes collaborations européennes et internationales. Elles sont continûment évaluées par la Commission Nationale d'Evaluation qui établit et diffuse chaque année un rapport.

2.1 - Réduction de la nocivité des déchets

Les recherches portent sur les modes de séparation chimique des radioéléments et sur leur traitement ultérieur : une transmutation dans les réacteurs électrogènes du parc actuel, puis futur, dans des systèmes incinérateurs spécifiques, ou en option un conditionnement dans des matrices spécifiques à même de contribuer à réduire les doses à l'exutoire.

2.1.1 - Séparation poussée

Dans le domaine des procédés de séparation chimique, la faisabilité à l'échelle du laboratoire d'un schéma de référence pour la séparation des principaux radionucléides à vie longue est maintenant établie. Il est fondé sur l'extraction sélective en phase liquide par le procédé PUREX utilisé industriellement pour le retraitement des combustibles usés. D'une part, en utilisant des molécules spécifiques très sélectives on peut séparer l'américium, le curium et le césum. D'autre part, avec des ajustements du procédé de traitement de La Hague, on peut aussi séparer le neptunium, l'iode et le technétium.

L'année 2001 a été marquée par le franchissement de l'étape de la faisabilité **scientifique** pour l'ensemble des procédés retenus. Pour chacun d'eux, de bonnes performances de séparation ont été obtenues sur des solutions réelles. Il reste à démontrer pour 2005 la faisabilité **technique** en s'assurant que les procédés mentionnés ci-dessus satisfont tout à la fois des critères de complétude et de représentativité.

2.1.2 - La transmutation des transuraniens

L'élimination des actinides mineurs par transmutation consiste à les recycler dans des réacteurs pour les transformer en éléments non radioactifs ou à durée de vie beaucoup plus courte.

Le chargement du plutonium sous forme de combustibles MOX dans les réacteurs réduit actuellement de 20 % la quantité de plutonium produite chaque année dans le parc français. L'extension de ce procédé à la transmutation des actinides mineurs et de certains produits de fission fait l'objet de recherches intensives.

Les études comportent deux volets :

- les études de neutronique et de scénarios d'incinération évaluent la capacité de transmutation des réacteurs électrogènes ou de systèmes dédiés,
- les études expérimentales valident la technologie des combustibles et des cibles dédiées ou évaluent les performances de systèmes innovants.

Les outils nécessaires pour modéliser un parc quelconque de réacteurs et prédire l'ensemble des flux de matières et les taux de transmutation à tous les stades du cycle sont maintenant disponibles.

Les filières de transmutation étudiées, sur le plan technique et expérimental, concernent des réacteurs de conception actuelle et des systèmes innovants.

Transmuter à partir de réacteurs de conception actuelle

Les réacteurs à neutrons rapides

D'un point de vue physique, le réacteur à neutrons rapides est un outil performant pour la transmutation. Les résultats obtenus concernent :

- la définition des familles de combustibles adaptés à la transmutation,
- la mise au point de cibles d'américium sous forme concentrée,
- la démonstration de la possibilité de transmutation de l'américium, grâce à l'irradiation expérimentale de composés d'américium;
- la démonstration de la possibilité de transmutation du technétium, grâce à l'irradiation expérimentale de composés de technétium.

Les réacteurs à eau légère

Il est acquis qu'il sera possible de gérer l'inventaire en plutonium dans les réacteurs à eau pressurisée en assurant la maîtrise des quantités produites.

La réduction par transmutation de la quantité d'actinides mineurs serait également possible, avec des gains de radiotoxicité d'un facteur 100 environ par rapport au cycle ouvert, mais elle demande de très longues durées d'irradiation, et selon les scénarios, conduit à des quantités importantes de curium à gérer. La fabrication des combustibles correspondants en serait rendue notamment plus complexe que celle en vigueur actuellement.

Transmuter à partir de nouveaux systèmes

Les systèmes innovants étudiés sont :

- des réacteurs simultanément producteurs d'énergie et incinérateurs de leurs propres déchets, comme les réacteurs envisagés dans le contexte du forum international Génération IV,
- des installations spécifiquement dédiées à l'incinération des déchets, comme des systèmes hybrides associant un accélérateur de particules et un réacteur sous-critique. Le CEA et le CNRS ont

présenté à la CNE en février 2001 un rapport intitulé : « Dossier de motivation pour un démonstrateur de systèmes hybrides » montrant les avantages de ces systèmes utilisés comme incinérateurs. Tous les éléments constitutifs de tels systèmes (milieu sous-critique, source de neutrons additionnelle, matériaux de structure et combustibles) font l'objet d'une évaluation car ils soulèvent tous, séparément ou lors de leur intégration, des enjeux technologiques majeurs.

2.1.3 - Conditionnements spécifiques

Pour le cas où certains radionucléides séparés ne seraient pas transmutés, des conditionnements spécifiques sont étudiés. Les recherches consistent, d'une part, à trouver des matériaux candidats au conditionnement et, d'autre part, à démontrer l'intérêt de ces matériaux en terme de confinement à long terme, de résistance aux agressions internes et externes, et à mettre au point un procédé industriel.

La faisabilité scientifique du confinement des actinides mineurs (Np, Am, Cm) et de certains produits de fission (iode) dans des matrices céramiques ou vitro-céramiques est acquise.

2.2 - Conditionnement des déchets et comportement à long terme

Afin de pouvoir garantir la durabilité du conditionnement des déchets à vie longue, un programme d'études sur le comportement à long terme (CLT) est mené depuis plusieurs années. Il permettra de statuer sur le comportement des colis de déchets en vue de leur manutention et du confinement des radionucléides qu'ils renferment lorsqu'ils sont en entreposage (échelle séculaire) et en vue de leur aptitude au stockage (échelle multimillénaire, et séculaire pour le stockage réversible). Ces travaux ont atteint un stade de maturité, montrant l'émergence d'une véritable science du comportement à long terme.

Les études concernent cinq familles représentant l'ensemble des colis de l'inventaire actuel :

- les colis de déchets vitrifiés, notamment du type R7T7,
- les colis standards de déchets compactés,
- les colis à matrice bitume,
- les colis à matrice liant hydraulique (béton, ciment, mortier),
- les colis de combustible irradié.

Une première synthèse des connaissances sur le comportement à long terme de chacun de ces colis a été établie. Elle comprend l'analyse des mécanismes physico-chimiques contrôlant l'évolution des colis en interaction avec leur environnement, leur modélisation et la prédition de leur altération, du relâchement des radionucléides, via des modèles opérationnels.

Parmi les résultats les plus marquants qui y sont rapportés, on peut noter :

- d'une part, la très bonne résistance à l'irradiation des déchets vitrifiés et la prédition de l'altération par l'eau de ces colis via un modèle d'évolution à long terme qui montre qu'en stockage profond, 99,9 % du verre serait encore intact après 10 000 ans de contact avec l'eau ;
- d'autre part, des modélisations ont permis de comprendre et d'évaluer le comportement à moyen et long terme des colis de déchets enrobés dans le bitume. Les processus gouvernant l'interaction avec l'eau et les mécanismes d'initiation ou d'inhibition de la production d'hydrogène gazeux ont notamment été établis. La valeur estimée de la durée de confinement des colis à matrice bitume est supérieure à 10 000 ans.

2.3 - Entreposage de longue durée

L'entreposage de longue durée doit permettre d'accueillir les colis de déchets à vie longue pour une longue durée (de quelques centaines d'années) tout en permettant leur reprise ultérieure dans des conditions de sûreté garanties.

Deux concepts d'entreposage, complémentaires, sont étudiés par le CEA comme des exemples de ce qu'il serait possible de réaliser en notant toutefois que d'autres options pourraient être envisagées :

- l'entreposage en surface, constitué de puits ou d'alvéoles enterrés, surmontés d'un bâtiment où s'effectue la conduite de l'installation,
- l'entreposage en subsurface, qui est un entreposage situé en faible profondeur (quelques dizaines de mètres sous la surface du sol). Il comprend des puits ou alvéoles et des galeries creusées à flanc de colline par exemple, permettant l'accès par une voie horizontale.

Le CEA a transmis à ses ministres de tutelle en août 2001 un rapport global d'étape sur l'entreposage de longue durée en surface ou en subsurface. Dans ce rapport, le CEA rappelle les liens entre ce mode de gestion des déchets et l'ensemble des autres modes envisagés. Les acquis en terme de fonctionnalités et de spécifications pour les colis, les entrepôts et le site d'accueil sont évoqués. Les types de colis à retenir sont identifiés : les déchets vitrifiés, les déchets de moyenne activité à vie longue et les combustibles usés. Ce rapport précise les concepts d'entrepôts en surface et en subsurface qui seront étudiés jusqu'au stade d'avant-projets. Enfin, les caractéristiques pour les sites d'accueil éventuels sont évoquées. Les études sont développées sans limitation, sur la base de sites génériques. Ceci est justifié par le fait que les caractéristiques du site d'accueil sont peu contraintes pour un entreposage de longue durée.

La première phase des études préliminaires de définition des entrepôts de longue durée pour les déchets B et les combustibles usés a été achevée en 2002. L'évaluation des potentialités pour un entreposage de longue durée de colis de verres de l'installation EEV/SE, située sur le site de La Hague, a été réalisée.

2.4 - Etudes sur le stockage géologique

2.4.1 - Progression et organisation des recherches

Après la promulgation de la loi du 30 décembre 1991, le dispositif de mise en œuvre de cette dernière s'est progressivement mis en place. Dans ce cadre, l'Andra assure le pilotage de l'étude de faisabilité du stockage.

La loi a prévu que puissent être réalisés des laboratoires souterrains de recherche, permettant des investigations détaillées sur des sites déterminés, associant étroitement la démarche de conception et les spécificités des formations géologiques étudiées. Il s'agit notamment d'évaluer le comportement du milieu géologique sous l'effet de sollicitations grâce à un ensemble d'expériences. Ces sollicitations de nature hydraulique et hydrodynamique, géomécanique, thermique, chimique et radiologique correspondent aux effets de la réalisation d'ouvrages et de la mise en place de colis de déchets.

Depuis la loi du 30 décembre 1991, les principales étapes du développement des études effectuées au titre de l'axe 2 ont été les suivantes :

- de 1994 à 1996 des travaux de reconnaissance géologique ont été effectués sur les quatre sites désignés par la Mission de concertation menée par le député Bataille. Ils ont abouti à des demandes d'autorisation d'installation et d'exploitation de laboratoires souterrains de recherche sur trois sites (Bure en Meuse/Haute-Marne, Marcoule dans le Gard, Charroux-Civray en Vienne). Les analyses

de sûreté présentées dans ces dossiers évaluaient les sites géologiques par rapport aux critères de choix de site de la règle fondamentale de sûreté R.F.S III.2.f (voir Annexe 2.2) ;

- en 1997, une première sélection de concepts de stockage était effectuée pour chacun des trois sites (« options initiales de conception ») : sites argileux de Meuse/Haute-Marne et du Gard, site granitique de la Vienne. L'architecture de stockage étudiée tenait compte de la disposition en couches ou en blocs des sites géologiques ;
- en 1998, des études ont été réalisées par rapport aux options initiales de conception sélectionnées pour répondre aux questions que les premières analyses de sûreté avaient mises en évidence, notamment en terme de comportement des colis et des barrières ouvrageées à long terme. Ces études ont abouti à la sélection de « concepts préliminaires », gamme de solutions possibles tenant compte des différents types de déchets et des incertitudes subsistant en particulier avant réalisation de laboratoires de recherche souterrains ;
- les décisions gouvernementales du 9 décembre 1998 ont conduit à retenir le site de Meuse Haute Marne pour accueillir un premier laboratoire. Le gouvernement n'a pas retenu le site granitique de la Vienne, mais prévu un second laboratoire dans une formation granitique ;
- le décret d'autorisation du laboratoire souterrain a été publié en août 1999, permettant le début des travaux de construction. Fin 1999 et au premier semestre 2000 ont été acquises des données sur le site Meuse/Haute-Marne par géophysique sismique et forages réalisés avant perturbations par les travaux de fonçage des puits du laboratoire. Ce fonçage a débuté à l'été 2000 ;
- en 2000, une mission de concertation a été conduite pour identifier des sites susceptibles d'accueillir le second laboratoire. Elle n'a pas permis de déboucher, mais le gouvernement a rappelé son attachement à la réalisation d'un second laboratoire. En conséquence, l'Andra a développé un programme de recherches spécifique fondé sur une typologie des massifs granitiques français, une adaptation à ces derniers de concepts de stockage, notamment issus de l'expérience étrangère, ainsi que la participation renforcée à des expériences conduites dans les laboratoires granitiques étrangers.

Concernant le milieu argileux, les programmes scientifiques ont été orientés en fonction des premières options de conception élaborées par l'Andra en 1999. Les expérimentations à mener en laboratoire souterrain ont été précisées, en fonction des concepts étudiés et des connaissances d'ores et déjà acquises en laboratoires de surface. De plus, les études de conception et d'évaluation ont été conduites en intégrant les aspects liés à la réversibilité. Les concepts de stockages permettent de gérer la réversibilité, en envisageant d'une part des dispositifs techniques facilitant la reprise des colis (tubes guides, architectures modulaires, dimensionnement de ventilations...) et d'autre part en proposant une fermeture du stockage par étapes successives. Les études intègrent des réflexions sur les dispositifs d'observation devant apporter les informations sur le comportement du stockage et contribuant à la prise de décision lors de la gestion du stockage.

Concernant le milieu granitique, l'Andra a élaboré un programme de recherches à l'été 2000 permettant de tirer parti des recherches conduites à l'étranger et d'aborder les problématiques fondamentales liées au granite.

Les recherches conduites par l'Andra ont mobilisé de nombreuses équipes scientifiques du CNRS, des universités, du BRGM et du CEA. Des groupements de recherche (GDR) ont été mis en place au CNRS : FORPRO pour les études en sciences de la Terre, PRACTIS pour la chimie aux interfaces et en 2002, MOMAS pour la modélisation et la simulation numérique. L'Andra a également développé une politique active de soutien aux doctorants et aux post-doctorants par l'intermédiaire d'allocations.

Les actions de recherches sont menées en cohérence avec les travaux à l'étranger. Des collaborations ont permis de préparer les expérimentations du site Meuse/Haute-Marne. Elles constituent également un support pour les programmes nationaux. Des participations à des programmes internationaux, dans le cadre de la Commission Européenne ou de l'Agence à l'Energie Nucléaire permettent en outre de partager les efforts et les réflexions. L'Andra a conçu et piloté de nombreux programmes, et a

également stimulé la participation des compétences étrangères sur le laboratoire de Meuse/Haute-Marne.

2.4.2 - Etat des connaissances

Les recherches sont structurées autour de plusieurs thèmes :

- connaissance des colis de déchets,
- connaissance des matériaux,
- connaissance du milieu géologique et de la biosphère,
- conception des architectures de stockage,
- compréhension du système de stockage et modélisation,
- analyse de sûreté.

Colis

Les travaux concernant les colis portent d'une part sur la connaissance de leurs caractéristiques (dimensions, inventaire, propriétés mécaniques...), de leur contenu radiologique et chimique, et d'autre part sur leur comportement à long terme. Les caractéristiques relatives à chaque type de colis sont rassemblées au sein de dossiers de connaissances établis par les producteurs de déchets, à partir d'un cahier des charges de l'Andra. Les résultats acquis sur le comportement à long terme des colis sont interprétés dans le contexte des alvéoles de stockage afin de proposer des modèles de termes sources. En l'état, on dispose d'une bonne vue de synthèse de l'ensemble des colis et de leur comportement, même si certains volets doivent encore être affinés.

Matériaux

Les études sur les matériaux ont porté sur les aciers des conteneurs et surconteneurs de colis, ainsi que sur les matériaux des barrières ouvrageées envisagés pour le stockage. L'acier non ou faiblement allié est à ce stade privilégié pour les conteneurs de combustibles usés, car sa corrosion généralisée est bien connue et semble pouvoir être maîtrisée sur de longues durées. Des vitesses inférieures à 10 µm/an ont été déterminées pour l'acier au carbone à 90°C en milieu réducteur, ce qui conduit à des durées de vie minimales de l'ordre de 10000 ans pour une épaisseur de l'ordre de la dizaine de centimètres d'acier.

Les argiles remaniées sont étudiées pour les barrières ouvrageées au niveau des alvéoles de stockage et pour les scellements des ouvrages de transfert des colis. Leurs excellentes propriétés mécaniques, hydrauliques et chimiques ont pu être démontrées en laboratoire. Il s'agit de matériaux gonflants, limitant les flux d'eau depuis le milieu géologique vers les colis et retenant à leur surface les radionucléides qui seraient relâchés par les colis à plus long terme. Ce sont des matériaux naturels proches de l'équilibre avec les eaux de la formation du Callovo-oxfordien, ce qui permet d'envisager des durées extrêmement importantes de maintien de leurs fonctions.

Les liants hydrauliques, ou bétons, sont également envisagés pour les mêmes types d'ouvrages. Leur utilisation serait privilégiée pour les ouvrages de grande dimension, en particulier pour le stockage des déchets à moyenne activité. Les liants hydrauliques permettent d'assurer de bonnes propriétés mécaniques aux matériaux de remplissage des cavités.

Milieu géologique argileux

Concernant le milieu géologique argileux, les travaux engagés depuis la surface sur le site Meuse/Haute-Marne ont permis de rassembler d'importantes connaissances relatives au milieu géologique. Ces dernières montrent que le site présente des caractéristiques favorables pour la conception et l'installation d'un projet de stockage.

La couche du Callovo-oxfordien, essentiellement argilo-carbonatée, offre une épaisseur d'environ 140 m, à partir d'environ 450 m de profondeur. Elle ne contient que très peu d'eau et les circulations y sont extrêmement faibles. Les formations encadrant le Callovo-oxfordien sont également très peu aquifères. Les caractéristiques géochimiques du Callovo-oxfordien permettent d'envisager d'excellentes propriétés de rétention des radionucléides sur les phases minérales, notamment

argileuses. La construction d'ouvrages souterrains est possible du point de vue mécanique. Enfin, le site se situe en zone stable sur les plans sismique et tectonique.

Conception, modélisation et évaluation de sûreté

L'année 2001 a vu la production dans le domaine des recherches sur les milieux argileux d'un dossier de synthèse rassemblant l'ensemble des connaissances acquises dans le cadre de plusieurs référentiels scientifiques concernant les colis, le milieu géologique, les matériaux et la biosphère. Par ailleurs, des concepts de stockage ont été proposés qui permettent d'intégrer les connaissances acquises dans le cadre d'un processus d'élaboration progressive de solutions. Au-delà, les recherches ont porté sur la compréhension du fonctionnement d'ensemble du système de stockage (colis, alvéoles, milieu géologique...). Cela a notamment consisté à placer en perspective l'ensemble des informations et connaissances disponibles afin de décrire les phénomènes susceptibles d'intervenir au cours des différentes phases de la vie du projet de stockage. Un dossier APSS (Analyse Phénoménologique des Situations de Stockage) a été réalisé. Il comprend un ensemble de fiches analysant, pour chaque segment de temps et d'espace, les phénomènes à prendre en compte pour décrire l'évolution du stockage et constituant une donnée d'entrée pour les modélisations à mettre en œuvre.

A partir des différentes connaissances sur le site, les colis de déchets et les concepts de stockage, une première évaluation de sûreté a été entreprise. Elle visait à tester la méthodologie d'évaluation de sûreté que l'Andra envisage de mettre en œuvre en 2004-2005. Elle a aussi permis, à ce stade préliminaire, d'identifier les phénomènes importants pour la sûreté et d'évaluer le poids des incertitudes sur chacun des paramètres.

Le travail accompli dans ce cadre a mis en lumière les pistes de progrès envisageables et les priorités de recherche pour les années ultérieures. Il a aussi permis d'acquérir une expérience précieuse pour la production du dossier qui sera à remettre en 2005. Par ailleurs, il a été la base utilisée pour une revue conduite en 2002 des concepts de stockage qui a conduit à la sélection d'une gamme de concepts simples et robustes, à même de s'adapter au milieu et de proposer des réponses aux éventuelles incertitudes. Dans le même temps a été défini un programme d'exploration hydrogéologique complémentaire par forages aux environs du laboratoire, ce dernier ayant été conçu sur la base des connaissances acquises en 2001. Enfin, la synthèse réalisée a aussi conduit à une optimisation des programmes expérimentaux sur la laboratoire souterrain.

Milieu géologique granitique

Concernant le milieu granitique, les recherches ont porté sur un bilan des connaissances des granites français, et des implications pour les concepts de stockage. Sur le plan scientifique, les principaux efforts ont été consacrés à l'étude de leur comportement sous sollicitations thermiques, mécaniques et sur la modélisation du comportement hydrodynamique en milieu fracturé. Des essais technologiques de fermeture des ouvrages ont également été entrepris. Tous les travaux en milieu naturel sont conduits à partir des laboratoires souterrains étrangers, au Canada, en Suède et en Suisse. Les résultats acquis permettent d'envisager la mise au point de concepts et d'évaluations sur des sites granitiques, avec la définition d'expériences adaptées aux mesures spécifiques, notamment hydrauliques et mécaniques. Ces derniers seront à adapter en fonction du contexte français et d'un site de laboratoire granitique en France.

Dans le domaine des milieux granitiques, un dossier de synthèse a été préparé au cours de l'année 2002 dressant l'état des connaissances disponibles et des travaux effectués en matière de conception. A partir des données existantes et d'une typologie des granite français, ce dossier présente les concepts envisageables pour l'étude de faisabilité d'un stockage. Il présente également une démarche de sûreté préliminaire. Enfin, il tire parti de l'ensemble des résultats obtenus dans les laboratoires étrangers. Il s'agit ainsi d'une étape importante dans l'évaluation de l'intérêt du granite en liaison avec les recherches sur la faisabilité du stockage en formation géologique profonde.

Chapitre 3 : Les jalons vers 2006

L'objectif des recherches menées dans le cadre de la Loi de 1991 est d'apporter un ensemble de solutions scientifiques et techniques complémentaires, permettant des stratégies ouvertes et flexibles pour la gestion des déchets, et de réelles possibilités de décision en 2006. Dans ce but, toutes les recherches sont organisées en projet. En conséquence, des jalons sont fixés à des dates auxquelles des résultats devront être obtenus et faire l'objet d'un rapport.

3.1 - Axe 1

3.1.1 - Séparation poussée

Ayant atteint en 2001 le stade de faisabilité scientifique pour les procédés hydrométallurgiques proposés, les recherches se sont engagées dans la phase de faisabilité technique.

Les étapes suivantes sont inscrites au planning :

- Séparation du neptunium à échelle industrielle, démonstration de la faisabilité technique fin 2003.
- Evaluation complète des procédés de séparation par diamide et chélatant. Bilan des flux, démonstration en colonnes pulsées Couette, bilan des solvants et des extractants, bilan des déchets. Intégration en usine.
- Description technique des procédés.
- Evaluation des coûts.
- Planning de réalisation.

3.1.2 - Transmutation

Le développement d'un procédé de multirecyclage pour le plutonium et son extension aux actinides mineurs et à certains produits de fission (iode, technétium) font l'objet de recherches intensives, en complément d'acquis déjà importants.

L'évaluation des performances potentielles de la séparation-transmutation se fait via l'étude de différents scénarios. Cinq familles de scénario de transmutation sont considérées, trois reposant sur les technologies actuelles des réacteurs REP et RNR et deux fondées sur des technologies innovantes de systèmes hybrides. Après le rapport fourni en 2001 sur les caractéristiques détaillées des trois premiers scénarios, celles des scénarios de transmutation en réacteurs dédiés seront fournies fin 2005.

Le volet expérimental de ces recherches comprendra en particulier des expériences d'irradiation dans le réacteur Phénix, qui doit remonter en puissance en 2003 après les travaux de rénovation qui sont terminés. Les premières cibles d'américium devraient être irradiées en 2003, cependant la réalisation et l'exploitation du programme expérimental d'irradiation dans Phénix amènera un peu au-delà de 2006. Néanmoins, des résultats suffisants (irradiations de cibles de transmutation effectuées en réacteur) seront disponibles à cette échéance pour statuer sur la faisabilité de la transmutation en spectre de neutrons rapides.

Les études concernant la possibilité de développer des systèmes innovants qui permettraient de consommer le plutonium et d'incinérer les radionucléides à vie longue se poursuivront. Toutefois, les technologies nécessaires à ces systèmes sont encore en cours d'évaluation.

3.1.3 - Conditionnement spécifique

En complément de la stratégie combinant séparation poussée et transmutation, les études sur le conditionnement spécifique s'intéressent tout particulièrement aux matrices susceptibles d'accueillir les radionucléides non transmutables dans des conditions raisonnablement acceptables. Les étapes suivantes scandent les travaux :

- Résultats d'expériences d'auto irradiation pour les matrices d'actinides retenues.
- Etudes du comportement à long terme des matrices retenues (lixiviation).
- Description technique du procédé d'élaboration. Intégration, génie chimique.
- Effluents, spécifications de produits.
- Evaluation des coûts.
- Planning de réalisation.

3.2 - Axe 2

La poursuite du programme des recherches en vue du stockage dans l'optique de 2005 comprend les éléments suivants pour les études sur le volet argileux :

- les caractéristiques du site Meuse/Haute-Marne et des matériaux du site sont explorées dans le cadre des expérimentations en laboratoire souterrain. Elles sont destinées à étudier le comportement de l'argile sous l'effet de diverses contraintes, mécaniques, thermiques, chimiques. L'objectif principal est la reconnaissance en vraie grandeur du milieu géologique. Il s'agit également de préciser l'évaluation des propriétés de confinement de la formation. Le programme d'expérimentation se déroule d'abord dans les puits d'accès du laboratoire, puis dans la niche creusée à -445m, enfin dans la galerie à -490 mètres. Ces travaux s'échelonneront sur la période 2003-2005 dans le cadre d'un programme optimisé (cf. chapitre 4) ;
- l'approfondissement de la modélisation du stockage, notamment avec l'analyse phénoménologique des concepts choisis en 2002 et le développement d'une plate-forme de simulation. Une nouvelle analyse phénoménologique sera produite en 2003 sur la base des concepts sélectionnés en 2002, tout en approfondissant la réflexion sur les situations de fonctionnement altéré. Le développement d'une plate-forme de simulation se poursuit. Il s'agit du projet ALLIANCES (Atelier Logiciel d'Intégration, d'ANalyse et de Conception pour l'Entreposage et le Stockage) mobilisant les compétences du CEA et de l'Andra. Une première version de la plate-forme pour les calculs de sûreté sera disponible mi-2003 ;
- une seconde vérification de sûreté sur la base des concepts choisis en 2002 et des nouvelles connaissances acquises, notamment sur les matériaux, les colis et les nouvelles informations en provenance du site Meuse/Haute-Marne en 2004/2005 ;
- la production d'un dossier en 2005 évaluant la faisabilité d'un éventuel stockage sur la base de l'ensemble des processus d'études, comprenant les référentiels de connaissances, et de l'évaluation de sûreté.

Concernant les recherches sur le milieu granitique, les principaux éléments sont les suivants :

- exploitation du dossier produit en 2002 rassemblant les résultats acquis tant à partir de la typologie des granites français, de l'analyse des concepts de stockage étrangers que des résultats en laboratoires étrangers ;
- sélection et étude de concepts génériques pour le milieu granitique en 2003-2004 ;
- études de sûreté et de conception en 2004 ;
- production d'un dossier de synthèse en 2005.

3.3 - Axe 3

3.3.1 – Conditionnement et comportement à long terme

Les études menées sur le conditionnement des déchets contenant des radionucléides à vie longue et de haute activité doivent permettre de garantir leur confinement durable et la possibilité de reprise en toute sûreté, dans une perspective d'entreposage de longue durée et de stockage en formation géologique profonde.

Pour ce faire, les recherches sont orientées selon trois directions :

- l'évaluation du comportement à long terme des colis en entreposage de longue durée et en stockage,
- la mise au point des procédés de caractérisation et de contrôle,
- la conception et la mise au point de conteneurs pour les combustibles usés et les déchets à vie longue, en vue de l'entreposage et du stockage.

En ce qui concerne le comportement à long terme des colis le premier document de synthèse, fourni en 2002, sera mis à jour en 2003. Le document final de synthèse des connaissances sur le comportement à long terme comprenant les résultats des calculs opérationnels de modélisation des colis dans des conditions d'environnement génériques, ainsi qu'une évaluation d'un « terme source » colis sera fourni en 2005. Les évaluations en conditions de stockage seront menées à partir de données disponibles courant 2003 ; les résultats concernant le stockage seront commentés à l'horizon de 2005 en fonction des nouvelles données éventuelles sur le comportement à long terme des colis. La confrontation des modèles retenus à des expérimentations sur colis réels se poursuivra après 2006 ; et si la décision de stockage était prise, il pourrait être nécessaire de poursuivre les travaux en interaction entre les colis et l'environnement, cette fois précisément défini.

Les études de caractérisation des colis ont pour objectif l'élaboration de méthodes et de protocoles de réception des colis dans une installation pour leur gestion à long terme à partir de critères spécifiques à l'installation, d'une méthodologie de caractérisation et du développement avec tests sur colis réels, des méthodes de mesure à mettre en œuvre. En 2002, les critères propres à l'entreposage de longue durée, les procédures préliminaires de caractérisation comportementale des colis de béton, verre et bitume, et un bilan des potentialités des moyens de mesure disponibles pour la caractérisation et le contrôle (prenant en compte les paramètres clés identifiés pour le comportement à long terme et les critères respectifs applicables à l'entreposage) ont été décrits. Un ensemble de procédures de test permettant de caractériser principalement l'aptitude des colis à la réversibilité et leur capacité de confinement seront définis pour tous les colis d'ici fin 2005.

Des démonstrateurs fonctionnels pour certains éléments de conteneurs pour le stockage et/ou l'entreposage de longue durée seront disponibles dès 2003. Ils aboutiront à la production d'objets à l'échelle 1 à l'échéance 2004 permettant d'évaluer la mise en œuvre industrielle de leur fabrication.

3.3.2 - Entreposage de longue durée

L'entreposage de longue durée sera évalué selon deux modes : surface et subsurface pour chaque catégorie de colis : déchets B, déchets vitrifiés, combustibles usés. Un dossier d'études préliminaires sera disponible dès 2003 pour les concepts d'entrepôt. En 2005, les études de définitions complètes seront formulées pour chaque catégorie retenue.

Principaux jalons techniques	Dates	Axes de la Loi
<ul style="list-style-type: none"> ● Séparation poussée <p data-bbox="146 415 1055 489">- Phase de faisabilité technique de la séparation des actinides mineurs et des produits de fission</p>	2002 à 2005	1
<ul style="list-style-type: none"> ● Transmutation <p data-bbox="146 565 1055 788">- Rapport sur les études de scénarios en réacteurs dédiés et/ou électrogènes innovants - Début d'irradiation de cibles d'américium dans Phénix - Expérience MUSE dans la maquette critique MASURCA pour étude des caractéristiques neutroniques - Accélérateur linéaire de protons IPHI : premier faisceau - MEGAPIE : expériences post irradiation</p>	2003* 2003 2001 à 2003* 2004 2005	1
<ul style="list-style-type: none"> ● Conditionnement spécifique <p data-bbox="146 864 1055 916">- Phase de faisabilité technique</p>	2002 à 2005	1
<ul style="list-style-type: none"> ● Argile <p data-bbox="146 992 1055 1170">- Choix des concepts de stockage, modèle d'inventaire de dimensionnement (MID) - Investigations en puits et expérimentations au fond, forages de surface - 2^{ème} vérification de sûreté - Rapport sur la faisabilité d'un stockage en milieu argileux</p>	2002 2003-2005 2004-2005 2005	2
<ul style="list-style-type: none"> ● Granite <p data-bbox="146 1268 1055 1410">- Dossier de connaissances, synthèses et études de conception - Sélection et études de concepts génériques - Etudes de sûreté - Rapport sur la faisabilité d'un stockage en milieu granitique</p>	2002 2003-2004 2004 2005	2
<ul style="list-style-type: none"> ● Conditionnement et comportement à long terme <p data-bbox="146 1509 1055 1664">- Synthèse des connaissances et modélisation opérationnelle du CLT des colis - Démonstrateurs fonctionnels de conteneurs de combustibles usés - Démonstrateurs fonctionnels de conteneurs de déchets B pour les points critiques liés à la longue durée - Qualification de conteneurs pour l'entreposage de longue durée et le stockage</p>	2005 2002* 2002* 2004*	3
<ul style="list-style-type: none"> ● Entreposage de longue durée <p data-bbox="146 1763 1055 1843">- Dossier d'études préliminaires de deux installations (surface, subsurface) - Fin des études de définition d'une installation en surface et en subsurface</p>	2002 2005	3
● Bilan des recherches pour chaque axe	2005	1 – 2 – 3

* Jalons du contrat Etat - CEA

Synthèse des jalons techniques pour les axes 1, 2 et 3

Chapitre 4 : Présentation et analyse des programmes de recherche

Ce chapitre a pour objet de présenter les aspects scientifiques et techniques des programmes de recherche. Les différentes sections exposent les recherches selon les axes de la loi de 1991 comme cela a été le cas dans les versions antérieures du document Stratégie et Programmes des Recherches.

Dans ce qui suit, il sera fait état d'études de faisabilité à trois niveaux, scientifique, technique et industrielle. Pour le lecteur il faut comprendre la signification suivante :

- *faisabilité scientifique* : il s'agit d'études visant à démontrer la faisabilité d'un procédé en mettant en œuvre à l'échelle du laboratoire tous les éléments cruciaux du procédé. Elles sont menées par des scientifiques qui se prononcent sur cette faisabilité ;
- *faisabilité technique* : le procédé ayant atteint le stade précédent est examiné en élargissant le champ des démonstrations à l'ensemble des opérations, même annexes ; c'est la démarche de complétude. De plus, les expériences réalisées visent à la représentativité, de façon à assurer que le passage à l'échelle industrielle puisse se faire sans problème. Enfin, les études comprennent les évaluations économiques, le calendrier de développement et les évaluations de sûreté. Pour mener à bien cette partie, les acteurs de recherche s'associent en général à des équipes industrielles ;
- *faisabilité industrielle* : cette étape est généralement celle de l'atelier pilote ou du prototype. Dans ce cas, elle implique un investissement spécifique visant à opérer de manière démonstrative sur des quantités significatives en regard des quantités à produire. Elle peut aussi reposer sur des moyens physiques plus modestes à condition d'être étayée sur un ensemble très structuré de démonstrations validant l'extrapolation de la faisabilité technique jusqu'à l'échelle industrielle. Ce niveau suppose généralement que l'engagement de mener à bien le projet est pris, ou peut être pris, par la structure adéquate (ingénierie, industrie, ...).

On remarquera que pour chacune des étapes, la modélisation est impliquée autant que possible de façon à réduire le coût des expérimentations, notamment en actif, au niveau raisonnablement le plus faible.

4.1 - Les recherches menées dans le cadre de l'axe 1 : Séparation-transmutation et conditionnement spécifique

Le programme de travail est essentiellement focalisé sur les déchets de haute activité¹ à vie longue (HAVL).

Les études sur la séparation et la transmutation ont pour but de séparer les éléments à vie longue les plus radio-toxiques présents dans les déchets (principalement les actinides mineurs, qui sont vitrifiés avec les produits de fission), puis de les transmuter, en les recyclant dans des réacteurs nucléaires, afin de les transformer en éléments non radioactifs, ou à vie plus courte.

Le traitement-recyclage, tel qu'il est mis en œuvre industriellement en France, avec un important retour d'expérience, permet de récupérer et recycler les matières énergétiques, de réduire la radio-toxicité des déchets de haute activité à vie longue (constitués des seuls produits de fission et actinides mineurs) et de les conditionner par vitrification, procédé conçu pour assurer un confinement durable.

¹ Ou plus exactement sur les flux qui leur donnent naissance, car l'on se place dans une hypothèse de séparation des radionucléides, en aval du retraitement des combustibles usés.

Au-delà de cette situation, qui est celle de l'époque du vote de la loi de 1991 (retraitement des combustibles usés, déchets ultimes HAVL vitrifiés), la séparation des actinides mineurs, puis leur transmutation, réduirait à quelques centaines d'années le temps nécessaire pour que la radio-toxicité des déchets vitrifiés redevienne comparable à celle contenue dans le mineraï d'uranium naturel initial utilisé.

La première étape de « Séparation poussée » consiste à séparer les éléments présentant un risque radiotoxique à long terme, au sein du flux de déchets issus du traitement des combustibles usés. Par suite, les déchets ultimes qui en résultent présentent une moindre toxicité à long terme.

La seconde étape de « Transmutation » consiste à éliminer les radionucléides à vie longue séparés en les transformant en atomes non radioactifs ou à vie plus courte.

En complément de la « transmutation », est aussi examinée une voie alternative de « conditionnement » destinée à confiner certains radionucléides séparés qui ne pourraient pas être transmutés pour des raisons diverses, plus particulièrement l'iode et le césium, dans des matrices spécifiques qui présenteraient pour ces éléments des durées de confinement similaires à la durée d'extinction de leur radioactivité.

Ces études portent sur :

- les actinides mineurs (américium, curium, neptunium), qui représentent, après le plutonium (dont la séparation est réalisée industriellement lors du traitement du combustible usé), l'essentiel de l'inventaire radiotoxique à long terme des déchets nucléaires ;
- certains produits de fission (iode, césium, technétium) présentant à la fois un isotope à vie très longue, d'abondance relative importante dans le combustible usé, et des propriétés chimiques les rendant potentiellement relativement plus « mobiles » (solubilité plus élevée, moindre capacité à se fixer sur les matériaux solides environnants).

L'étude et l'évaluation de scénarios simulant diverses stratégies associées aux voies de recherche explorées dans le cadre de l'axe 1 constituent une méthode privilégiée d'orientation des recherches dans les divers domaines concernés (séparation, transmutation, conditionnement), de synthèse des résultats et de concertation entre les divers acteurs. Ces scénarios constituent donc un aspect important du programme, appelé à se développer avec la matérialisation des concepts étudiés.

Les développements menés au sein de l'axe 1 sont fondés sur les principes de toute industrie durable qui trie et recycle ses déchets. Ils supposent la permanence d'une stratégie de retraitement des combustibles usés qui sépare industriellement l'uranium et le plutonium des actinides mineurs et des produits de fission à vie longue.

Le plutonium (Pu) étant à la fois une matière énergétique valorisable, et aussi le principal contributeur à la radiotoxicité potentielle à long terme² (Cf. Annexe 1), les études de scénarios relatives à la gestion des déchets à vie longue doivent s'articuler par rapport à celles qui concernent la maîtrise à long terme du plutonium.

De même, comme la transmutation des déchets à vie longue n'est pas encore envisageable à l'échelle industrielle, les études de réacteurs pour la transmutation doivent également prendre en compte les concepts développés en vue du remplacement du parc actuel.

En conséquence, pour la mise en œuvre de la transmutation, est étudiée la contribution des réacteurs :

- de technologie confirmée (type REP ou RNR) avec des évolutions du combustible permettant de gérer le plutonium (concept CORAIL et combustible MOX-UE pour les REP),

² Mais, à l'instar des actinides mineurs, très peu mobile.

- de technologie innovante : réacteur à haute température à neutrons modérés ou rapides, système hybride (réacteur sous critique couplé à un accélérateur) et réacteur à sels fondus.

La maîtrise du Pu est la première priorité de toute stratégie de minimisation de la nocivité des déchets ultimes. Les développements conduits sur les combustibles MOX avancés permettent d'envisager le multirecyclage du Pu dans les REP actuels et l'EPR.

Le programme de recherche du CEA pour la réduction de la nocivité des déchets est le principal constituant de l'Axe 1 et porte sur les actinides mineurs et les produits de fission. Il intègre les trois domaines d'étude : la séparation poussée, la transmutation et le conditionnement des radionucléides à vie longue. Les GDR PRACTIS, NOMADE, GEDEON et d'autres équipes universitaires contribuent à ces recherches, ainsi que les partenaires industriels EDF, COGEMA et Framatome ANP en France; ces travaux sont également menés dans le cadre de collaborations internationales (Europe, Japon, Russie, Etats-Unis).

Le stade de la faisabilité scientifique étant atteint pour une grande partie des procédés de séparation et des matrices de conditionnement, les recherches sont entrées depuis 2002 pour ces deux domaines dans une phase de démonstration de la faisabilité technique. Cette phase est conduite sur une sélection de solutions pour lesquelles la faisabilité technique paraît accessible d'ici 2006.

4.1.1 - La séparation poussée

La voie de référence repose sur les procédés hydrométallurgiques. Les recherches relatives à la séparation des radioéléments à vie longue consistent pour l'essentiel, à concevoir des molécules organiques aptes à extraire de façon sélective les nucléides considérés et à les tester sur des solutions de haute activité. Ces recherches ont privilégié, dans un premier temps, des approches essentiellement expérimentales, avec des résultats tout à fait significatifs, mais au prix de synthèses et d'expérimentations nombreuses et longues. La modélisation est venue enrichir progressivement ces approches. Elle constitue une aide, d'une part à la compréhension des mécanismes des processus chimiques mis en jeu au cours de la séparation actinides/lanthanides et, d'autre part, à la conception et à la qualification de nouvelles molécules ou de nouveaux systèmes extractants.

Des études d'évaluation des procédés pyrochimiques sont en cours.

4.1.1.1 – La voie de référence

L'exploration des voies envisageables pour mener à bien les séparations doit être aussi ouverte que possible. Toutefois, il a été retenu comme voie de référence le développement de procédés de séparation par extraction sélective, soit en adaptant le procédé PUREX lorsque cela est possible, soit en opérant des extractions liquides complémentaires sur l'effluent de très haute activité contenant l'essentiel des produits de fission et actinides mineurs.

Ce choix préliminaire est fondé sur les considérations suivantes :

- les procédés d'extraction par solvant permettent d'atteindre des taux de séparation très élevés, tout en générant peu de déchets technologiques (comme l'atteste le retour d'expérience des usines de La Hague) ;
- ces derniers s'inscrivent dans la continuité des procédés industriels existants.

Pour cette voie de référence présentée dans la figure 4.1.I, des programmes et des calendriers cohérents avec l'échéance de 2005 ont donc été établis.

Le programme de recherche répond à un objectif d'**évaluation** qui sera atteint lorsque l'on disposera de :

- la démonstration de la **faisabilité scientifique** (validation de l'ensemble **des concepts de base**) ;

- la démonstration de la **faisabilité technique** (validation d'un **procédé** à un niveau de performances donné) ;
- l'évaluation des déchets secondaires produits ;
- l'évaluation préliminaire du coût économique du procédé de récupération (à partir de la seule faisabilité technique) ;
- l'estimation du « coût radiologique » du procédé, c'est-à-dire des expositions aux radiations qu'il implique ;
- le dossier des études complémentaires à mener pour l'industrialisation du procédé.

SEPARATIONS : SCHEMA DE REFERENCE

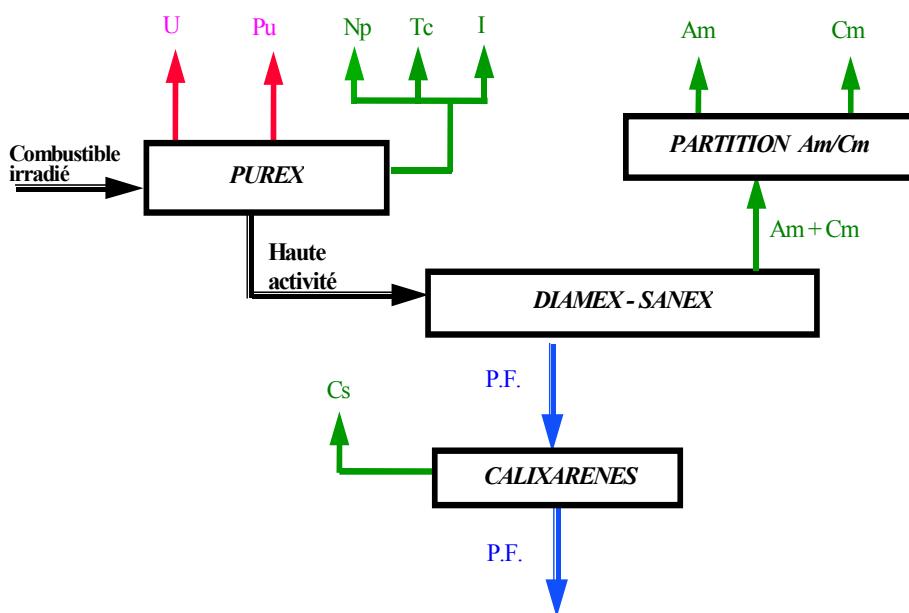


Figure 4.1.I

a) Séparation des actinides

L'objectif principal est de démontrer d'ici 2005, la faisabilité technique d'un procédé de récupération de 99,9 %³ de l'américium, du curium et du neptunium par des modifications et des compléments à un procédé de retraitement de type PUREX, tel que mis en œuvre aujourd'hui dans les usines de La Hague. Les performances à atteindre en terme de pureté des produits seront précisées au fur et à mesure de l'avancée des études de transmutation. Pour les lanthanides, l'objectif de référence actuel est une teneur résiduelle inférieure à 5 %.

La synthèse des travaux publiée à la fin 2001 a permis de conclure positivement quant à la **faisabilité scientifique** de la séparation des actinides mineurs. Il est prévu de démontrer la **faisabilité technique** des procédés de séparation avant la fin de 2005 (cf. figure 4.1.II).

³ Il s'agit là d'un objectif de performance assigné à la R&D par analogie avec le niveau des performances de récupération des actinides majeurs (U et Pu) aujourd'hui régulièrement atteint lors de la mise en œuvre du procédé PUREX ; il pourra être affiné lorsqu'auront pu être mieux précisés les taux de transmutation accessibles pour les divers radionucléides à considérer, et selon les différentes stratégies envisageables. On sera alors en mesure de procéder, par une approche globale, à une réelle optimisation de la spécification de performances.

Les principaux résultats acquis sont les suivants :

- extension du procédé PUREX à la séparation du neptunium :

La récupération du neptunium nécessite une adaptation des conditions opératoires du procédé PUREX. Son principe a été défini à partir de modèles numériques décrivant les étapes du procédé PUREX et validé par des essais sur solutions reconstituées. La démonstration de la faisabilité technique est attendue avant 2005.

- développement d'un procédé de séparation Am + Cm :

Deux options ont été étudiées pour réaliser cette opération. La première consiste à mettre en œuvre deux cycles de séparation (séparation Am + Cm + lanthanides par rapport aux autres produits de fission, puis séparation Am + Cm des lanthanides). La faisabilité scientifique de la séparation (Am + Cm + lanthanides) par le procédé DIAMEX a été acquise lors d'essais menés sur solutions réelles à l'échelle du laboratoire, en 1994. Un schéma de référence mettant en œuvre une malonamide (DMDOHEMA) comme extractant et une étape de purification de la solution d'actinides à l'aide d'un complexant oxalique a été testé avec succès en 2000 sur une solution réelle. Deux extractants, une molécule polydente azotée de la famille des bis-pyridine-triazines (BTP), ou un composé azoté (TMHADPTZ) en milieu neutre, ont été expérimentés avec succès en 2000 et 2001 pour séparer Am + Cm de la solution provenant de DIAMEX (étape SANEX). Les résultats de méthodes analytiques spécifiques, appuyés sur des travaux de modélisation, ont permis de comprendre la différence de réactivité des ions An(III) et des ions Ln(III).

La seconde option, séparation (Am + Cm) en un seul cycle, a pour principe une désextraction sélective des actinides à l'issue de l'étape d'extraction de DIAMEX. Ce dernier procédé, qui présente les meilleures potentialités pour une éventuelle mise en œuvre industrielle, est retenu comme option de référence pour la phase de démonstration de la faisabilité technique dont l'aboutissement est prévu en 2005.

- développement d'un procédé de séparation Am/Cm :

Le procédé SESAME a été développé en premier pour cette opération. Il repose sur une extraction par le tributylphosphate (extractant de PUREX) de l'américium à l'état +VI.

L'oxydation sélective de l'américium à l'état +VI est réalisée à l'aide d'un médiateur électrogénéré (Ag^{2+}) et d'un complexant (phosphotungstate $\text{P}_2\text{W}_{17}\text{O}_{61}^{10-}$) pour stabiliser l'état intermédiaire (+ IV). La faisabilité scientifique a été démontrée sur la base des essais sur solution réelle ou reconstituée, menés jusqu'à la fin de l'année 2001.

Les recherches s'orientent maintenant vers le développement d'un procédé d'extraction liquide-liquide de l'américium au degré d'oxydation +III en employant pour extractant le malonamide (DMDOHEMA) du procédé DIAMEX.

b) Séparation des produits de fission et d'activation à vie longue (PFVL/PAVL)

Les études ont porté sur la séparation de l'iode, du technétium et du césum. Ces éléments présentent en effet un isotope à vie longue d'abondance relativement importante dans le combustible usé ainsi que des propriétés chimiques leur conférant une aptitude potentielle à être plus « mobiles » dans l'environnement.

On vise ainsi :

- à maîtriser de la façon la plus complète possible la séparation de l'iode, aujourd'hui acquise à mieux que 95 % lors de la mise en œuvre du traitement des combustibles usés (dispositifs de piégeage sur effluents gazeux) ;
- à consolider la possibilité d'une récupération du technétium par une adaptation du procédé PUREX (acquis aujourd'hui pour plus de 90 % de la fraction soluble de l'élément) ;

- à développer un procédé de séparation du césium par extraction complémentaire à l'aide d'extractants particulièrement sélectifs (calixarènes fonctionnalisés). La validation du concept a été acquise en 1995, et on prévoit d'atteindre l'étape de faisabilité technique d'ici 2005.

Une action complémentaire a été entreprise, qui vise à mieux appréhender le comportement de certains radionucléides à vie longue dans le procédé PUREX. Un programme de recherches complémentaires a été initié : il concerne l'étude du comportement de ^{126}Sn , ^{79}Se , et ^{107}Pd dans diverses opérations du procédé PUREX. L'objectif poursuivi est de consolider les connaissances quant à la répartition de ces éléments dans les divers flux (par la détermination de propriétés chimiques dans les milieux à considérer) et à dégager ensuite des axes pour une éventuelle opération complémentaire de séparation. Les recherches sont de nature bibliographique mais comportent également un volet expérimental dans les installations d'ATALANTE (détermination de grandeurs élémentaires).

Par ailleurs, on a amorcé en 1998 l'élaboration d'une base de données relative aux produits de fission ou produits d'activation à vie longue susceptibles d'être présents dans le combustible usé, afin de constituer un recueil de l'ensemble des données disponibles et pertinentes concernant ces radionucléides au regard des divers critères à considérer : abondance des radionucléides, comportement dans le procédé de retraitement, toxicité, solubilité dans les eaux souterraines ou de surface, grandeurs caractéristiques de la mobilité des éléments, aptitude à une récupération sélective, aptitude à la transmutation sous diverses conditions de flux, etc. Ces éléments permettront l'actualisation des objectifs prioritaires identifiés, et induisant le cas échéant des programmes de recherche complémentaires. La première version de la base de données éditée en 1999, est régulièrement enrichie et mise à jour.

c) Evaluation technico-économique de la séparation poussée

Pour accompagner le développement des procédés, une évaluation technico-économique d'un atelier de séparation poussée a été initiée fin 2001 au travers d'un groupe de travail CEA/COGEMA/SGN et se poursuit encore. Cette action fournira une évaluation préliminaire du coût de la séparation poussée qui sera actualisée et affinée en fonction des résultats du programme d'étude de la faisabilité technique.

d) Gestion des éléments issus de la séparation poussée

En 2002, une première analyse a permis d'identifier les axes futurs d'études. Il s'agit :

- de définir des voies de gestion des éléments issus de la séparation poussée en vue de leur orientation vers les procédés de transmutation ou de conditionnement spécifique et en prenant en compte les besoins d'entreposage tampon éventuel,
- de fournir une première comparaison des différentes voies (y compris la voie oxyde pour les actinides) envisageables pour le conditionnement temporaire et réversible des éléments séparés.

4.1.1.2 - Autres procédés

a) Pyrochimie

Certains types de cibles ou combustibles, étudiés dans le cadre des programmes sur la transmutation et plus généralement des réacteurs du futur, peuvent s'avérer difficiles à retraiter par voie aqueuse.

Les procédés pyrochimiques (dissolution des cibles et séparation des espèces chimiques en milieu sels fondus) pourraient le permettre et font l'objet d'un effort de R&D motivé par leurs caractéristiques et potentialités (compacité de principe, solubilisation de composés particuliers, milieu inorganique et non aqueux résistant à des niveaux élevés de rayonnements permettant d'envisager un retraitement quasi immédiat...), et l'intérêt de disposer d'une évaluation d'une telle technologie alternative.

AXE 1 / SEPARATION
PRINCIPALES ETAPES DE LA R&D RELATIVES AUX VOIES DE REFERENCE

	FAISABILITE SCIENTIFIQUE	FAISABILITE TECHNIQUE
PUREX modifié (Np, I, Tc)	1995	2005
DIAMEX-SANEX	1994 et 2001	2005
SEPARATION Am/Cm	2002	2005
SEPARATION Cs	1995	2005

Figure 4.1.II

Les difficultés de mise en œuvre sont aussi à cerner (hautes températures, milieux très corrosifs, performances limitées des opérations unitaires de séparation, quantité accrue de déchets secondaires...).

Le programme de recherche porte sur la retraitabilité des cibles de transmutation après irradiation, et la possibilité de re-extraire les radionucléides à vie longue non transmutés, avec un objectif d'une démonstration en laboratoire sur des cibles du programme d'irradiation dans PHENIX. On évaluera aussi l'apport de la pyrochimie sur les possibilités de récupération des radionucléides à vie longue sous forme d'oxydes, de séparation des lanthanides et des actinides, de fabrication d'alliages et de raffinage par électrolyse dans les sels fondus. Des travaux théoriques sont également menés sur les propriétés des sels fondus.

Un plan d'action, fondé sur une approche globale de l'ensemble des « cycles » envisagés (séparation, transmutation, fabrication...) a été défini en 1999. Il a pour objectif de dégager, pour les applications envisageables, les principales options de procédé (choix du milieu, des techniques de séparation - électrodéposition ou extraction par métaux fondus...) et d'apporter, à l'échéance 2006, des éléments d'évaluation de la mise en œuvre de tels procédés.

Les expérimentations pour la période 1999-2006 sont essentiellement menées à l'échelle du laboratoire, et les principales étapes considérées à ce jour sont les suivantes:

- (1) 1999-2002 : études exploratoires pour les diverses opérations unitaires, et études fondamentales associées
- (2) 2003-2004 : essais d'intégration sur échantillons actifs reconstitués,
- (3) à partir de 2005 : essais démonstratifs en laboratoire sur éléments représentatifs (exemples : échantillons de cibles irradiées).

On mène de plus une évaluation de type veille scientifique et technologique sur l'apport de la pyrochimie pour le retraitement de nouveaux types de combustibles associés dans les études exploratoires à de nouveaux concepts de réacteurs (combustible métallique, nitrures, cœurs à sels fondus...).

Les principaux axes du programme proposé ont été détaillés et commentés dans un rapport produit en mai 1999. En 2001 et 2002, les essais de récupération des actinides Pu et Am sur cathode liquide ont été réalisés par électrodéposition et un nouvel électrolyseur haute température a été mis en service en caisson blindé.

b) Séparation isotopique du césium

Le combustible usé contient plusieurs isotopes du césium, 133, 134, 135 et 137. L'isotope 135 est le seul radionucléide à vie longue. Il est inefficace d'introduire simultanément tous ces isotopes en réacteur pour transmuter l'isotope 135, car sa disparition est en compétition avec sa réapparition par double capture neutronique à partir de l'isotope 133. Pour y parvenir, il faudrait, en plus, envisager une opération lourde de séparation isotopique. La stratégie de référence concernant le césium est donc un conditionnement spécifique.

4.1.1.3 - Retraitabilité des futures cibles de transmutation

On distingue aujourd'hui trois concepts pour la transmutation des RNVL : (1) leur recyclage homogène dans les éléments combustibles de l'ensemble du parc, (2) l'incinération de cibles en réacteur standard, (3) l'adjonction d'une seconde strate de réacteurs, dévolue à l'incinération de ces nucléides au sein de combustibles dédiés. Cela conduit à étudier une grande diversité de scénarios et d'objets pour lesquels on doit, à des degrés divers, envisager un recyclage récurrent.

Pour le premier concept, le multirecyclage est évidemment requis : c'est l'essence même d'une telle stratégie qui consiste à retraiter et recycler l'ensemble des éléments à incinérer.

Pour le second concept, on recherche des taux de transmutation très élevés en une seule passe (mode « once through »), tout en étudiant aussi des stratégies de (multi)recyclage pour le cas où il s'avèrerait difficile d'obtenir, en une seule passe, l'objectif de transmutation (notamment, pour des raisons de tenue des cibles sous irradiation).

Le troisième concept de « double strate » appelle également un besoin de recyclage ; les dispositifs à envisager dans le cadre d'une telle stratégie apparaissent aujourd'hui très largement ouverts.

Le programme de recherches proposé consiste :

- d'une part, à étudier de façon plus approfondie et plus précise, avec le soutien expérimental approprié, le retraitement de combustibles oxydes dopés en américium (correspondant à une stratégie de recyclage homogène dans les combustibles oxydes) ;
- d'autre part, à conduire une réflexion globale quant aux possibilités de retraitement par voie hydrométallurgique des divers objets - combustibles ou cibles - envisagés dans les divers concepts ; les principales difficultés à évaluer concernent la possibilité de dissolution de cibles réfractaires et très fortement irradiées ;
- enfin, à mener des réflexions exploratoires relatives à un éventuel traitement pour reconditionnement de cibles « once through », pour le cas où l'endommagement des objets à l'issue de l'irradiation les rendraient inaptes au confinement à long terme. Le problème des cibles « once through » est posé par plusieurs acteurs de recherche et une action CEA/ CNRS, le contrat de recherche ISMIR, porte sur le comportement sous irradiation des matériaux isolants.

Les premiers travaux ont débuté en 2002 sur la base du programme indiqué ci-dessus.

Il convient de rappeler enfin que le programme d'étude relatif aux procédés pyrochimiques, présenté par ailleurs, constitue le complément aux actions présentées. Celles-ci visent à évaluer les possibilités de technologies dans la continuité de celles aujourd'hui mises en œuvre pour les opérations de retraitement. Leur industrialisation pourrait, le cas échéant, intervenir à une échéance plus rapprochée que celle de la mise en œuvre de la pyrochimie.

4.1.1.4 - Moyens

Les moyens matériels en actif sont principalement ceux de l'installation ATALANTE (1 et 2) à Marcoule. Les essais de fonctionnement des équipements de la Chaîne Blindée Procédé CBP doivent aboutir à sa mise en service opérationnelle en actif en 2003, dans les conditions définies par l'Autorité de sûreté. L'exploitation de la CBP pour les essais de séparation poussée mobilise, au delà des équipes d'expérimentateurs, des moyens humains importants au sein de l'installation Atalante.

Pour l'étude des problèmes structuraux, l'utilisation du rayonnement synchrotron est devenue usuelle à l'aide de plusieurs lignes disponibles et sera renforcée avec la mise en place de la ligne chaude du synchrotron SOLEIL (2007). On attend les mêmes avancées sur les moyens de caractérisation par RMN en milieu radioactif.

4.1.1.5 - Connaissances de base

Concernant la séparation des radioéléments à vie longue, les recherches portent pour l'essentiel sur la conception et la synthèse de molécules organiques aptes à extraire de façon sélective les nucléides considérés. Ces recherches ont privilégié jusqu'ici des approches essentiellement expérimentales. Les résultats tout à fait significatifs obtenus l'ont été au prix d'expérimentations nombreuses et longues

(près de 50 molécules conçues, synthétisées et expérimentées en milieu radioactif pour sélectionner la molécule de référence du procédé DIAMEX).

La modélisation fournit, d'une part, une aide à la compréhension des mécanismes chimiques mis en jeu au cours de la séparation, et d'autre part, une aide à la conception et à la qualification de nouvelles molécules ou de nouveaux systèmes extractants.

Le but est d'établir des lois de comportement qui, à partir d'un nouveau motif moléculaire, conduiront à calculer a priori ses propriétés. Pour cela, une étape essentielle est de mettre en lumière les relations entre la structure de la molécule et ses propriétés de séparation.

Les outils théoriques utilisés pour étudier ces systèmes peuvent être classés en deux catégories :

- les méthodes de chimie quantique, qui permettent d'approcher de façon très fine les interactions électroniques entre l'extractant et l'espèce à extraire, sachant qu'il y a des difficultés d'application aux éléments de numéro atomique élevé ou aux systèmes très complexes ;
- les méthodes de dynamique moléculaire qui fournissent des approches plus macroscopiques mais aussi plus opérationnelles, pour décrire de façon explicite des systèmes aussi complexes que les solutions contenant les éléments à séparer (plusieurs milliers d'atomes).

Les principaux thèmes abordés ont été l'interaction ion/solvant, les énergies d'interaction et les transferts de charge. La chimie quantique et la dynamique moléculaire ont été appliquées à la séparation lanthanides/actinides par les complexes azotés et à la séparation du césium par les calixarènes ; la dynamique moléculaire a été appliquée à l'interface liquide/liquide. Les effets relativistes ont été étudiés sur des complexes moléculaires d'éléments f.

Ces méthodes de recherches peuvent aussi contribuer aux autres axes de la loi comme par exemple l'application à la chimie du solide (simulation par dynamique moléculaire de l'évolution à long terme des colis et matrices de conditionnement des déchets radioactifs), aux transferts dans les argiles, etc.

La grande diversité des méthodes expérimentales (spectroscopie UV-visible, RMN multinoyaux...) et le plein essor des prédictions théoriques (modélisation de solutés), vont à nouveau être mis à contribution dans la recherche de méthodes de séparation pyrochimiques, peut-être mieux adaptés aux réacteurs du futur. Un système de banque de données informatisé, récemment créé, pourrait là aussi être généralisé. Les propriétés des espèces solvatées des Ln et An en milieu sels fondus sont encore à établir, de même que la connaissance des structures des espèces complexes utilisées. Ce domaine des liquides ioniques aura sans doute aussi une extension vers les liquides à température ordinaire. Il s'agit là de domaines en émergence, sur lesquels la communauté académique souhaite s'engager, en particulier grâce au GDR PARIS, qui succédera à PRACTIS.

4.1.2 - La transmutation

Au rendez-vous de 2006, les objectifs du programme sont :

- de démontrer la faisabilité scientifique et technique de la transmutation des radionucléides à vie longue dans un parc composé de réacteurs de technologie existante (REP ou RNR) et évaluer un ordre de grandeur du coût associé,
- d'évaluer la capacité de transmuter les radionucléides à vie longue dans des machines innovantes (réacteurs électrogènes à haute température à neutrons modérés ou rapides, réacteurs à sels fondus et systèmes hybrides).

Les programmes de transmutation s'appuient sur la simulation (calculs de neutronique et de coûts de réacteurs), l'expérimentation (acquisition de données nucléaires, réalisation de combustibles et de cibles, irradiation en réacteurs...) et les études de scénarios de parcs nucléaires.

Concernant la transmutation, les résultats obtenus montrent que sa faisabilité est acquise tant dans des réacteurs à eau pressurisée (recyclage et transmutation du plutonium, optionnellement du neptunium et de l'américium) que dans des systèmes avancés (réacteurs de quatrième génération à spectre rapide avec recyclage et transmutation de l'ensemble des noyaux lourds, uranium, plutonium, actinides mineurs, ou réacteurs incinérateurs dédiés critiques ou sous critiques). Les meilleures conditions pour la transmutation sont obtenues dans un spectre de neutrons rapides.

Les irradiations pour la transmutation vont se poursuivre dans PHENIX de façon très soutenue, afin de compléter la qualification des données neutroniques, de tester des matrices d'irradiation optimisées, d'étudier le comportement sous irradiation de combustibles spécifiques à base d'américium ou d'autres éléments à vie longue, et de tester des concepts avancés de combustibles pour les réacteurs de 4^{ème} génération.

4.1.2.1 - L'étude de coeurs et de concepts pour la transmutation

L'étude des processus de transmutation fait appel aux données nucléaires qui doivent être complétées et affinées et aux schémas de calcul qui doivent être perfectionnés en intégrant l'évaluation des incertitudes. Ces études de physique de base associent des programmes expérimentaux et des travaux de développement des modèles de calcul. Elles comprennent :

- un état de l'art sur les sections efficaces de réactions nucléaires concernant les actinides et les produits de fission à vie longue. Après les mesures de capture de neutron par le ⁹⁹Tc effectuées au laboratoire de Geel, les mesures sur ¹²⁹I, ainsi que des mesures à l'Institut Laue Langevin des rendements de fission en spectre thermique du ²⁴⁵Cm sont achevées. Des données sur ²³³Pa ont été acquises par un groupe du CEN-BG ; la méthode, maintenant validée, permettra d'autres mesures ; l'étude de la réaction ²³³U (n, fission) est entreprise dans le domaine d'énergie allant de 50 keV à 6 MeV,
- le projet Mini-Inca, auprès du réacteur de l'Institut Laue Langevin de Grenoble, qui est entré dans sa phase opérationnelle à la fin de l'année 2001. Des mesures de sections efficaces en neutrons thermiques et épithermiques sont possibles par l'utilisation de flux neutroniques de très haute intensité (2.10^{15} n/s/cm²). Les premières irradiations ont concerné le ²⁴²Pu, ^{1,243}Am et le ²⁰⁹Bi,
- la participation à des programmes de mesure sur les actinides et les produits de fission. En particulier, l'installation n-TOF (CERN) est maintenant opérationnelle, et les mesures de capture, de fission et de réactions (n, xn) sur un domaine d'énergie allant de 1 eV à 400 MeV sont maintenant possibles. Dans le cadre d'un projet du 5^{ème} PCRD, les mesures sur la fission de ²³²Th et ²³⁴U ont été effectuées,
- le programme d'acquisition de données nucléaires sur les réactions induites par des protons et des neutrons d'énergie comprise entre 20 et 200 MeV dans le cadre du projet HINDAS du 5^{ème} PCRD (dans la continuité d'un projet du 4^{ème} PCRD) se termine,
- les mesures de données de base relatives aux réactions de spallation ont donné accès aux distributions isotopiques des résidus produits par des protons de haute énergie sur l'or, le plomb, le fer et l'uranium. Les récentes mesures (en particulier l'évolution avec l'énergie incidente) ont permis de mettre en évidence des lacunes dans les modèles utilisés dans les codes de simulation. De nouveaux modèles ont été développés en bien meilleur accord avec l'ensemble des données expérimentales et sont insérés dans les codes utilisés pour la conception des cibles de spallation,
- l'interprétation physique des irradiations dans PHENIX et des expériences dans MASURCA. Elles seront utilisées pour améliorer les données nucléaires de base du nouveau fichier européen JEF 3, en cours d'élaboration et de qualification (2005), et dont une première version a été préparée en 2002,
- de nouvelles mesures seront réalisées pour les données intégrales de capture des isotopes d'actinides à partir des expériences PROFIL-R et PROFIL-M dans PHENIX,

- le programme MUSE-4 pour mettre au point et qualifier les procédures de calcul neutronique sur la base de mesures intégrales se poursuit jusqu'à fin 2003. Le couplage effectif de l'accélérateur GENEPY et du cœur du réacteur MASURCA permet désormais les mesures en différentes configurations sous critiques.

Les études de cœurs pour la transmutation concernent les réacteurs critiques, avec des évolutions permettant de gérer le plutonium et les réacteurs de technologie innovante. Pour ces derniers, le CEA a mis en place en 2001 un programme de R&D pour le développement d'une nouvelle génération de systèmes de production d'énergie nucléaire du futur. Il est basé sur une gamme de réacteurs à caloporteur gaz (RCG), à haute température et à neutrons modérés ou rapides, dont les caractéristiques sont adaptées à la transmutation (consommation de ses propres déchets, voire de déchets issus de réacteurs antérieurs). Ce programme bénéficie d'une forte dynamique de concertation internationale, notamment dans le cadre du *Forum Generation IV* lancé en 2000 à l'instigation des Etats-Unis et réunissant dix pays (USA, France, Japon, Royaume Uni, Canada, Corée du Sud, Suisse, Afrique du Sud, Brésil, Argentine). Ces pays se sont entendus sur des objectifs communs pour les systèmes du futur : économie, sûreté, développement durable (notamment, utilisation optimale du combustible et minimisation des déchets).

En cohérence avec ce programme, on étudie aussi le développement d'un concept de réacteur sous critique couplé à un accélérateur ADS et susceptible de transmuter les actinides avec une efficacité supérieure à celle des réacteurs critiques, voisine du maximum théorique ($\sim 46\text{kg/TWh}$ thermique). Ce système présente également un intérêt pour la transmutation des produits de fission à vie longue. La marge de sous-criticité, caractéristique des systèmes hybrides, est une propriété intéressante pour des cœurs fortement chargés en actinides mineurs. En effet, à partir d'une certaine concentration, en américium notamment, le cœur présente des caractéristiques neutroniques difficilement gérables par des réacteurs critiques. Le développement d'un ADS transmутeur se positionne donc, en regard des potentialités de gestion des déchets, en synergie avec la future gamme RCG.

Dans le contexte de la loi du 30/12/91, il est essentiel d'évaluer quantitativement les apports spécifiques des systèmes hybrides et les conditions de la réalisation, dans un cadre international, d'une installation expérimentale de démonstration. Cette évaluation prolonge l'étude de 1998 réalisée sous l'égide du Ministère chargé de la Recherche qui recommandait de conduire des travaux de R&D en relation directe avec les composantes clés du démonstrateur.

L'initiative du Technical Working Group TWG européen s'est traduit par la production en 2001 d'une « roadmap » d'un démonstrateur de réacteur hybride. Cette initiative est maintenant complétée par la perspective de marquer une étape intermédiaire concrète en réalisant une expérience en moyenne puissance (environ 1 MW) basée sur un réacteur existant de type TRIGA auquel serait adjoint un accélérateur de type cyclotron. Le CEA a contribué à un dossier de faisabilité de ce système, qui serait susceptible de démontrer le fonctionnement d'un ADS à puissance significative. Ce dossier produit en 2001 a été complété en début d'année 2002 par des études plus détaillées de sûreté et de coût. Les études de conception (neutronique, thermo-hydraulique) et les premières mesures neutroniques dans la configuration actuelle du cœur TRIGA ont été réalisées à fin 2002. Une collaboration comprenant comme principaux partenaires ENEA (Italie), FZK (Allemagne), DOE (USA) et CEA est en cours de construction avec pour objectif la réalisation de l'expérience complète dès 2007.

Parmi les travaux conduits en parallèle pour valider les options techniques repérées parmi les plus prometteuses, on peut citer :

- études sur un accélérateur linéaire de protons à fort courant : ces travaux ont pour but d'établir la faisabilité d'accélérateurs de protons de puissance (quelques MeV) avec la très grande fiabilité requise pour alimenter un réacteur sous-critique. Le programme IPHI (CNRS/IN2P3 et CEA/DSM) vise à réaliser pour la fin 2004 un injecteur de protons de 5 MeV et 100 mA. Il inclut une source (SILHI) en cours de fonctionnement (tests de fiabilité) et des structures accélératrices RFQ (en cours de fabrication). Une collaboration avec le CERN sur les RFQ est maintenant en place. Les travaux pour la maquette DTL ont avancé. Le programme de R&D sur des cavités

supraconductrices s'est poursuivi. Le premier prototype d'une cavité supraconductrice "spoke" (CNRS /CERCA) a été construit. Des études du coupleur et des alimentations de puissance RF sont en cours.

- études sur la cible de spallation : travaux sur les problèmes spécifiques de corrosion et de thermohydraulique de l'eutectique fondu Pb-Bi avec les expériences LISOR, CICLAD et STELLA (mise en service en 2002) ; développement des connaissances sur le comportement de différents types d'aciers dans les conditions de fonctionnement de la fenêtre de séparation entre accélérateur et cœur ; avancement très significatif de la construction de la cible de l'expérience MEGAPIE dont l'objectif est l'essai en 2005 d'une cible de 1 MW à PSI (Villingen) avec en soutien la première irradiation du dispositif LISOR.
- études fines de dynamique du couplage neutronique d'un cœur sous critique et d'un accélérateur : première expérience MUSE-4 réalisée effectivement en configuration sous critique en novembre 2001 sur l'installation MASURCA-GENEPI ; l'influence de conditions nettement sous critiques (jusqu'à $k = 0,95$) est étudiée et la méthode de mesure de la réactivité d'un massif sous-critique a été validée.
- projet européen PDS-XADS (eXperimental Accelerator Driven System) pour le démonstrateur. Ce dernier programme associe vingt-six industriels et laboratoires de recherche pour mener pendant la période 2001-2003 une étude de faisabilité et de définition sur plusieurs images de démonstrateur. A nouveau, il y a concordance de buts et d'agenda avec le programme national esquissé plus haut.

En complément de ce programme, se poursuivent au sein de GEDEON les études de systèmes selon des options de long terme et en particulier sur les systèmes à sels fondus (critique et sous critique).

4.1.2.2 - Le développement des combustibles et cibles

Ce programme, cohérent avec les études de cœur de réacteur, a pour objectif la validation expérimentale et la définition de faisabilité des concepts envisagés pour les combustibles et cibles et de leurs limites : propriétés physico-chimiques de base, fabricabilité, comportement sous irradiation, interprétation neutronique (taux de transmutation, effets d'autoprotection, effets des gradients de flux, validation de schémas de calculs particuliers, ...).

Il s'appuie sur des études de modélisation par calcul ab initio ou de dynamique moléculaire, des observations expérimentales des dommages d'irradiation obtenues sous faisceaux de particules (ex : irradiations aux ions lourds sur divers accélérateurs comme le GANIL,...) ou des études de migration des produits de fission et de l'hélium. Ces travaux, réalisés en partie dans le cadre du GDR NOMADE, permettent de sélectionner les différents matériaux selon leur comportement sous irradiation, avant de réaliser des tests en réacteurs de puissance.

La réalisation de ces tests est étroitement liée à la disponibilité des moyens de fabrication et de caractérisation (Labo UO₂, LEFCA, ITU, ATALANTE,...) et des moyens d'irradiation neutronique existants (OSIRIS, PHENIX, à l'étranger HFR, BOR-60, JOYO,...). Ce programme s'appuie donc fortement sur PHENIX et les autres réacteurs évoqués ci-dessus.

Des combustibles homogènes plutonium-neptunium sont déjà réalisés. Pour l'américium, un important travail de réalisation est engagé: approvisionnement et préparation des radionucléides, choix des matrices inertes, fabrication des cibles (matrices inertes, composés hétérogènes, matériaux de modération, gaines, capsules expérimentales d'irradiation). Pour le curium, de manipulation beaucoup plus difficile, le programme reste à construire.

Ces expérimentations peuvent être regroupées en deux ensembles concernant les actinides mineurs et les produits de fission :

1) Pour les actinides mineurs :

- a) En conditions de flux neutronique thermalisé et en mode hétérogène, la transmutation de l'américium est actuellement étudiée avec les expériences menées avec le réacteur HFR dans le cadre de la collaboration européenne EFTTRA ; l'interprétation des résultats des irradiations effectuées sur les premières cibles d'américium (T4 et T4bis) a bien confirmé les taux de transmutation attendus pour l'américium, mais elle a mis en évidence des gonflements importants des pastilles et, par suite, des déformations de l'aiguille. Ce comportement est attribué à la transmutation de AmO_x qui engendre une production importante d'hélium retenu dans la matrice spinelle MgAl_2O_4 . Un document présentant la synthèse du comportement de la matrice spinelle sous irradiation a été produit en 2001 et la compréhension de ces mécanismes sera encore précisée à partir des résultats d'examens post irradiatoires de T4-bis prévus au LECA-Cadarache à partir de 2003. Ces résultats ont amené à définir un nouveau projet d'irradiation (T5). On a choisi, cette fois, d'une part une matrice MgO dont des résultats antérieurs d'irradiation n'indiquent pas de gonflements importants et, d'autre part, des composés AmZrYO_x bien définis qui peuvent être utilisés purs, sans matrice inerte.
- b) En conditions de flux neutronique rapide et en mode homogène, les expériences METAPHIX d'irradiation d'actinides sous forme métallique UPuZr seront réalisées dans PHENIX dès la remontée en puissance du réacteur qui est maintenant autorisée.
- c) En conditions de flux neutronique rapide et en mode hétérogène :
 - les études de matrices sont basées sur les expériences réalisées T 2-3 et THERMHET, et sur les expériences en cours BORA-BORA dans BOR-60 et MATINA 1 dans PHENIX ; en 2001, le procédé de fabrication de cibles à macrodispersion d'oxyde d'uranium (particules de taille $100\mu\text{m}$) dans la matrice MgO a été mis au point et a permis de produire en 2002 les cibles « cerce » (céramique-céramique) pour une expérience d'irradiation dans Phénix (MATINA 2-3). On recherche des matrices exemptes de défauts structuraux telles que des microfissures ; les premiers résultats des examens post irradiatoires de la matrice MgO irradiée à très fort taux dans BOR-60 seront disponibles en 2003, les études pour l'incinération de l'américium, avec les expériences ECRIX-B en flux rapide et ECRIX-H en flux modéré de cibles contenant l'oxyde d'américium finement dispersé dans la matrice MgO ; ces deux expériences ont été définitivement préparées et autorisées par l'Autorité de sûreté en 2002 et sont prêtes à être irradiées dès la remontée en puissance de PHENIX ; une deuxième phase d'expériences sur des concepts plus avancés avec les expériences CAMIX et COCHIX (macrodispersion du composé stable AmZrYO_x dans MgO) est en cours de préparation pour un début d'irradiation en 2004.

2) Pour les produits de fission à vie longue :

La transmutation du technétium métallique pur sera étudiée par l'expérience ANTICORP 1 ($\text{Tc} 99$) qui sera irradiée dans PHENIX dès la remontée en puissance du réacteur ; cette expérience a été préparée en 2002 et l'autorisation de mise en pile est attendue pour mars 2003. Un retour d'expérience très positif sur la transmutation de ce radioélément a déjà été obtenu par une expérience EFTTRA dans HFR en flux thermalisé. Par contre, l'expérience ANTICORP 2, destinée à étudier la transmutation de l'iode, est suspendue, le retour d'une expérience dans HFR étant partiellement négatif : elle a montré que la stabilité thermique des composés d'iode utilisés était insuffisante.

Le programme d'irradiation dans PHENIX pour les besoins de la transmutation a été revu en 2001 pour tenir compte de l'avancement de la R&D, des moyens mis en place, de nouveaux choix techniques (cas de ANTICORP 1 dont le besoin en temps d'irradiation est passé de 700 à 350 JEPP) et du fonctionnement en puissance du réacteur prévu au début 2003.

Bien que l'ensemble des résultats d'irradiation, notamment dans PHENIX, ne puisse pas être disponible à la fin 2006, ce programme a mis en évidence la capacité de produire des cibles de transmutation et d'obtenir l'autorisation de les irradier dans un réacteur de puissance, en respectant l'ensemble des spécifications industrielles (programme Assurance Qualité) et de sûreté requises.

En parallèle de ces études pour la transmutation en réacteurs critiques, sont poursuivies des études sur les combustibles pour la transmutation en systèmes dédiés, tels qu'en systèmes hybrides. Ces programmes s'inscrivent pour une large part dans le cadre de collaborations européennes (projets CONFIRM et FUTURE du 5^{ème} PCRD) et internationales. Le projet FUTURIX d'une irradiation DOE-ITU-CEA (et peut-être JAERI) dans PHENIX à partir de 2005 a été défini en 2002 et les études de conception ont débuté ; il s'agira d'irradier des combustibles de transmutation oxydes, nitrures et métalliques et de comparer leurs comportements sous irradiation en flux rapide.

4.1.2.3 - Les études de scénarios

Les études de scénarios permettent d'avoir une vue d'ensemble du parc électronucléaire à un instant donné et au cours de son évolution dans le temps. Elles distinguent :

- les situations d'équilibre, qui donnent une image du parc à l'équilibre : bilan massique (équilibre entre production et consommation) et bilan isotopique,
- les phases de transition :
 - entre la situation actuelle et les situations d'équilibre avec la prise en compte d'une chronologie d'introduction de différents types de concepts de combustibles, de réacteurs et de procédés mis en œuvre dans les installations du cycle depuis la mine jusqu'au site de stockage des déchets ;
 - entre la situation d'équilibre et la fin éventuelle de production d'énergie d'origine nucléaire avec l'introduction de concepts destinés à réduire au mieux les inventaires d'éléments radioactifs présents dans le parc électronucléaire.

A leur terme, ces études, dont les résultats sont essentiels comme éléments de choix de mode de gestion des déchets, permettent d'apprécier :

- la faisabilité technique des principales composantes du parc : fabrication, réacteur, retraitement, conditionnement et stockage des déchets,
- les conséquences environnementales à court et long terme des solutions mises en œuvre dans le parc,
- l'impact des nouvelles technologies sur les coûts.

Les travaux actuels portent en particulier sur des scénarios de recyclage du Pu et des actinides mineurs basés sur des réacteurs de technologie existante. Ils sont entrepris par le CEA, dans le cadre de l'accord tripartite EDF - Framatome ANP - CEA, avec l'appui de COGEMA. Dans un premier temps, les travaux sont menés pour évaluer les flux possibles de matière sans s'imposer des contraintes de caractère industriel ou économique (en particulier sur la faisabilité des cibles).

Trois familles de scénarios ont été sélectionnées :

- pour les deux premières, les parcs sont constitués uniquement de REP ou de RNR recyclant de façon homogène le Pu et les actinides mineurs,
- pour la troisième, le parc est composé de REP chargés de combustible UO₂ et de RNR recyclant le Pu et le Np sous forme homogène et l'(Am + Cm), sous forme hétérogène, en un seul passage dans le réacteur (cibles modérées).

En 2001, une étude complète a été réalisée sur ce dernier scénario qui rassemble diverses innovations technologiques (procédés de séparation poussée et de fabrication des cibles, études neutroniques sur les cibles modérées). Ce parc électronucléaire qui met en œuvre la séparation-transmutation des actinides, permet de gagner un facteur de l'ordre de 60 sur l'inventaire radiotoxique des déchets par rapport à un scénario cycle ouvert (voir figure 4.1.III).

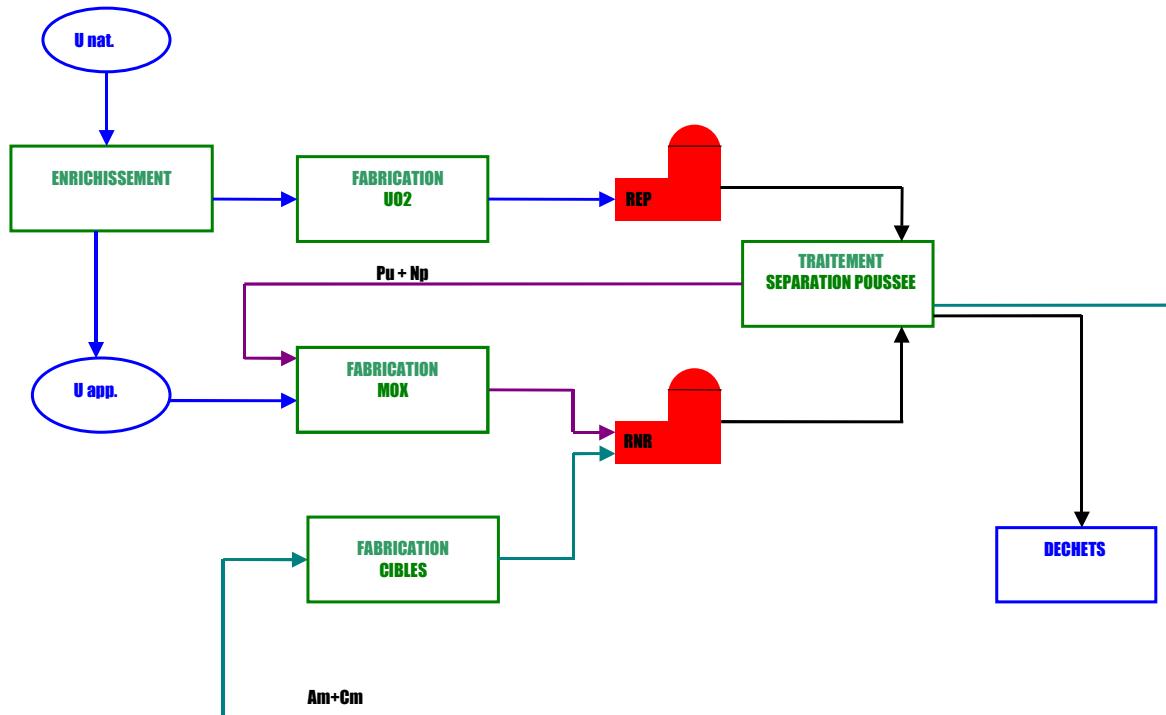


Figure 4.1.III

Pour les années à venir, les études porteront sur les transitoires de parc nucléaire à partir du parc actuel et des réacteurs à eau pressurisée de nouvelle génération (EPR). Ces études de scénarios visent, d'une part, à maîtriser les inventaires de plutonium en considérant de nouveaux assemblages de combustible contenant du plutonium et destinés aux réacteurs à eau (EPR) et, d'autre part, à minimiser l'inventaire radiotoxique à long terme des déchets ultimes.

Par ailleurs, les études évalueront également l'apport possible de réacteurs à caloporteur gaz (RCG) à neutrons thermiques à partir de 2025, puis à neutrons rapides à partir de 2035, pour recycler les actinides difficiles à brûler dans les REP (actinides mineurs en priorité). Ces études se fonderont sur un scénario de déploiement de ces nouvelles filières dans le parc français élaboré conjointement par le CEA, EDF et Framatome ANP. Elles s'attacheront à définir les stratégies d'utilisation de ces nouvelles filières, ainsi que les potentialités complémentaires des systèmes hybrides, pour minimiser, dans les meilleures conditions techniques et économiques, la production de déchets radiotoxiques à long terme par le parc. Des simulations de parcs à l'équilibre incluant des réacteurs à caloporteur gaz, ainsi que des systèmes hybrides s'appuyant aussi sur la filière technologique des réacteurs refroidis au gaz, fourniront de premiers éléments utiles pour élaborer ces stratégies.

Un parc de différents types de réacteurs à caloporteur gaz devrait être capable de recycler ses propres déchets et, si possible, ceux produits par les générations de réacteurs précédentes. Les études devront donc être complétées par des études de faisabilité et d'optimisation des types de recyclage envisagés, notamment en développant les combustibles spécifiques capables de recycler certains actinides difficiles à brûler dans les REP et dans la première génération de réacteurs à caloporteur gaz. Ces combustibles pourraient être des particules pour réacteurs à haute température (HTR) optimisées avec noyaux de plutonium ou d'actinides mineurs. Leur développement pourrait être lancé dès 2003, dans le prolongement de l'effort en cours de fabrication de particules HTR standard (avec noyau uranium).

Au CNRS, des travaux ont porté sur le rôle des réacteurs hybrides dans la transition vers des réacteurs rapides et d'autre part sur l'intérêt de la filière thorium dans la réduction des transuraniens produits. En particulier, la comparaison menée pour cette filière entre des réacteurs rapides et des réacteurs à sels fondus a été approfondie. Cette étude a également mis en évidence les incertitudes sur les

données, ou l'absence de celles-ci, qui ont conduit à proposer une plate-forme de mesure sur les sels fondus.

4.1.3 - Le conditionnement spécifique

La matrice verre est une matrice de conditionnement très performante pour accueillir toute la diversité des produits de fission, parce que le verre est un matériau amorphe dont la structure est extrêmement flexible. En revanche, les radioéléments purifiés, issus d'une opération de séparation poussée et qui s'avéreraient difficiles à transmuter, pourraient être inclus, par substitution, dans la structure cristalline d'une matrice spécifique ayant la bonne compatibilité chimique. Dans ce cas, des performances de durabilité encore plus élevées peuvent être attendues.

Les radioéléments concernés sont essentiellement les produits de fission à vie longue ; la voie de référence pour les actinides mineurs reste la transmutation.

L'objectif est de disposer d'un conditionnement des radionucléides à vie longue (actinides mineurs avec une priorité aux conditionnements de l'iode et du césium⁴) dans des matrices adaptées à chaque élément et présentant :

- une capacité d'insertion des radionucléides dans la structure du matériau relativement importante (au moins 5 % en masse pour I et Cs, au moins 10 % en masse pour les actinides (sauf si du curium est présent), plus de 15 % pour le Tc qui émet peu de chaleur),
- une très grande résistance à la dissolution dans l'eau avec pour objectif une durée de confinement à très long terme à la mesure du temps requis pour la disparition de la radiotoxicité par décroissance radioactive,
- un confinement résistant aux dommages par l'irradiation due aux éléments insérés dans la matrice.

Le programme de développement est construit pour atteindre la faisabilité technique du conditionnement spécifique de l'iode et du césium à la fin de l'année 2004 avec une étape intermédiaire de faisabilité scientifique déjà obtenue pour l'iode et franchie en fin 2002 pour le césium. Pour le technétium, l'américium et le curium, on vise à valider pour 2005 les matrices de conditionnement en actif (pour les deux derniers incorporant du plutonium 239 puis 238, permettant de simuler les dégâts d'irradiation dus aux radioéléments confinés).

La démonstration de faisabilité scientifique consiste d'abord à insérer dans la matrice choisie des isotopes stables simulant l'isotope considéré et à obtenir des performances visées en terme de résistance à la corrosion par l'eau et rassembler des éléments favorables vis-à-vis de la tenue à l'irradiation. Lorsque ces critères sont satisfaits la phase de démonstration de la faisabilité technique peut être engagée.

La démonstration de faisabilité technique repose pour sa part sur l'élaboration de matériaux chargés d'isotopes radioactifs pour valider les propriétés de confinement et le modèle de prédiction du comportement à long terme et sur la mise au point en inactif d'un procédé de production transposable à l'échelle industrielle. Elle intègre également une évaluation du volume global des déchets produits (matrice spécifique et verres contenant les éléments non séparés), du coût économique et des déchets secondaires générés ainsi qu'une estimation des études complémentaires à mener pour l'industrialisation du procédé.

4.1.3.1 - Le conditionnement des actinides

Différentes matrices candidates au confinement des actinides ont été mises au point (voir Figure 4.1.IV) :

⁴ La faisabilité de la transmutation de l'iode n'est pas démontrée faute d'une matrice disponible pour constituer la cible de transmutation. Pour le cas du césium voir la section 4.1.1.2 b.

- la céramique zirconolite $\text{Ca}_{1-x}\text{Nd}_x\text{ZrTi}_{2-x}\text{Al}_x\text{O}_7$ et la vitrocéramique zirconolite,
- la céramique britholite $\text{Ca}_{10-x}\text{Nd}_x(\text{PO}_4)_{6-x}(\text{SiO}_4)_xF_2$,
- la céramique monazite, ou la brabantite pour incorporer des éléments tétravalents,
- la céramique PDT (Phosphate Di-phosphate de Thorium).

Les trois premières matrices sont capables de confiner les éléments tri et tétravalents (terres rares, actinides) jusqu'à des teneurs massiques d'au moins 10 %. Le PDT est une matrice spécifique au conditionnement des actinides tétravalents (U, Np et Pu), capable de confiner jusqu'à 26 % en masse le Plutonium métal.

Les méthodes de synthèse ont été mises au point à l'échelle du laboratoire inactif pour ces matériaux. Les modes d'élaboration développés sont :

- une fusion d'oxydes à 1500°C suivie d'une dévitrification thermique pour la vitrocéramique zirconolite,
- le frittage naturel, vers 1100°C pour la britholite et vers 1400°C pour la zirconolite,
- un procédé sol-gel avec calcination, pastillage et frittage naturel à 1250°C, pour la monazite,
- un frittage vers 1250°C pour le PDT.

Ces matrices présentent toutes des durabilités chimiques élevées (pour la monazite, ces mesures viennent d'être réalisées sur des échantillons synthétiques). Toutefois, la vitrocéramique zirconolite présente la moindre résistance à la dissolution. Cette caractéristique défavorable est compensée par une plus grande flexibilité chimique et donc une meilleure capacité à stocker une plus grande diversité d'éléments chimiques.

En ce qui concerne la tenue à l'irradiation, de premiers résultats sont disponibles. La britholite a une capacité de recuit (à basse température) des défauts induits par l'auto-irradiation alpha ou les irradiations externes aux ions lourds qui devrait limiter son amorphisation. Cette propriété n'est pas observée sur la zirconolite. Cet écart de comportement est confirmé par les examens d'analogues naturels de la britholite et de la zirconolite, riches en thorium et en uranium. Cependant, même après transformation de leur structure par irradiation, la durabilité chimique des céramiques synthétiques britholite et zirconolite n'est pas dégradée par rapport aux structures cristallines périodiques initiales. Les études sur la monazite naturelle auto-irradiée portent sur la cicatrisation. Ces résultats restent à valider sur des matrices synthétiques chargées avec ^{238}Pu ou ^{244}Cm .

La faisabilité scientifique du conditionnement des actinides, définie précédemment, est atteinte pour les quatre matrices candidates. Les études se poursuivent dans l'objectif de valider le comportement de ces matrices incorporant du plutonium 239, puis 238, pour étudier les effets d'irradiation interne. A cette fin, un groupe projet, commun au CNRS et au CEA, a été mis en place : il doit établir le cahier des charges des tests en actif qui s'effectueront à ATALANTE. A cause de la charge des laboratoires actifs à Marcoule, le CEA n'a retenu que la zirconolite pour ces tests et le CNRS une solution solide de type monazite. Les matrices non retenues feront l'objet d'études en inactif (dégâts d'irradiation externe) ou donneront éventuellement lieu à des tests en actif à ITU.

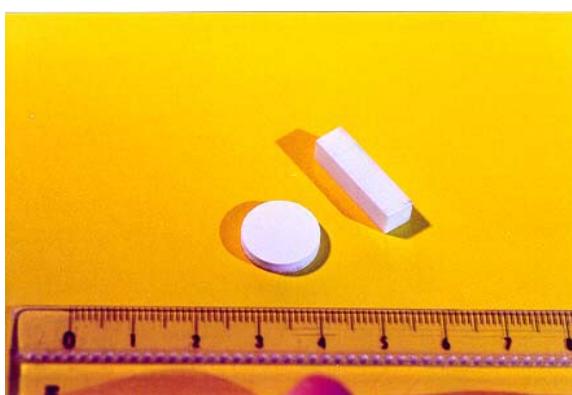


Fig. a

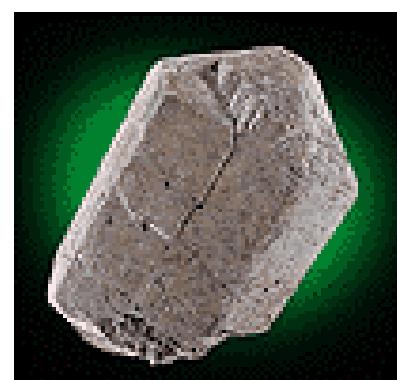
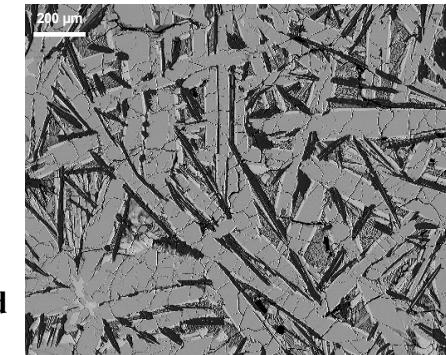
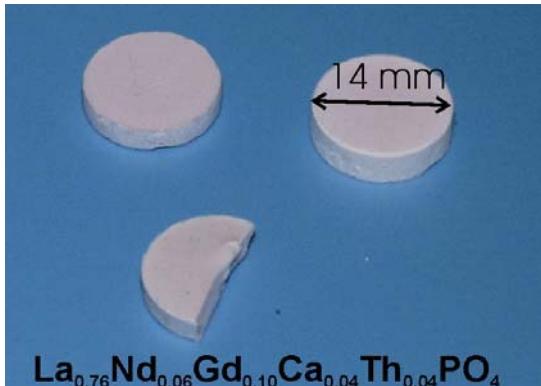


Fig. b



Figures 4.1.IV : a : PDT b : apatite c : monazite d : zirconolite

4.1.3.2 - Le conditionnement des PFVL

Conditionnement de l'iode

L'incorporation de plus de 7 % en masse d'iode dans une matrice apatitique $\text{Pb}_{10}(\text{VO}_4)_{4.8}(\text{PO}_4)_{1.2}\text{I}_2$ est démontrée.

La céramique est obtenue par frittage réactif sous 25 MPa à 580°C entre un comprimé de PbI_2 et un enrobage de $\text{Pb}_3(\text{VO}_4)_{1.6}(\text{PO}_4)_{0.4}$. Les fonctions thermodynamiques de différents composés de la solution solide $\text{Pb}_{10}(\text{VO}_4)_{(6-6x)}(\text{PO}_4)_{6x}\text{I}_2$ ont été calculées par modélisation atomistique ab initio.

Les expériences de lixiviation ont mis en évidence une vitesse initiale d'altération de deux ordres de grandeur plus faible que celle mesurée sur le verre de haute activité. A plus long terme, le relâchement de l'iode semble être limité par diffusion à travers une couche résiduelle d'un phosphovanadate de plomb. La vitesse d'altération diminue au cours du temps, et devient 20 fois plus faible que $V_{(0)}$ après une année.

Sur la base de ces résultats, la phase d'étude de la faisabilité technique du conditionnement de l'iode dans une matrice apatitique a débuté en 2002 en développant la maîtrise du procédé de fabrication (notamment en fonction des impuretés accompagnant l'iode), puis en cherchant à simplifier ce procédé encore complexe à industrialiser.

En 2003, dans le cadre du GDR NOMADE, un effort tout particulier portera sur le conditionnement de l'iode par les aryrodites substituées $\text{Ag}_7\text{GeX}_5\text{I}$ ($\text{X} = \text{S, Se}$), dont on testera le comportement à la lixiviation.

Conditionnement du césium

Plusieurs matériaux sont en cours de développement : la rhabdophane $\text{CaCsNd}(\text{PO}_4)_2$ et la hollandite $(\text{BaCs})\text{Al}_2\text{Ti}_6\text{O}_{16}$, la phase de type NZP $(\text{CSA}_2(\text{PO}_4)_3$ avec A représentant Zr ou Th, et enfin la perlite.

La rhabdophane $\text{CaCsNd}(\text{PO}_4)_2$ est étudiée depuis fin 2000, suite à l'abandon de la voie britholite au césium du fait d'un comportement à la lixiviation insatisfaisant. Il s'est en effet avéré que la britholite au césium était polyphasée, certains constituants présentant une durabilité chimique médiocre. La synthèse vers 1050°C de la céramique rhabdophane est en cours d'optimisation. En 2002, le frittage de cette phase a été mis au point et sa tenue à la lixiviation quantifiée.

La hollandite monophasée a été mise au point en 2001. Les premiers éléments de caractérisation de cette structure cristalline monophasée indiquent qu'un taux de charge de 5% en césium dans la

structure cristalline est obtenu, ce qui est adapté en regard des contraintes thermiques générées par les isotopes à vie courte de ce radionucléide. Les premiers éléments de durabilité chimique (essentiellement V(0)) soulignent le gain de deux ordres de grandeur par rapport aux verres borosilicatés actuels. Les éléments complémentaires caractérisant la durabilité chimique du matériau, en particulier sa vitesse de lixiviation à long terme (V(t)), sont en cours d'acquisition. Toutefois, la hollandite n'a pas encore atteint le statut de « matrice confirmée ».

La phase de type NZP a été synthétisée pour A représentant Zr ou Th et les premiers tests de lixiviation ont permis de mesurer des vitesses de lixiviation très faibles confirmant l'intérêt de ce type de structure et justifient la poursuite de ces travaux. Il en est de même pour les travaux sur la perlite. Ces travaux seront conduits dans la même optique que ceux concernant la rabdophane.

Conditionnement du Tc

Des alliages métalliques sont retenus pour le conditionnement du technétium. Des alliages Nb-Re sont développés dans ce cadre. Ce système a été choisi sur la base du diagramme de phase Nb-Re, qui indique l'existence de la solution solide jusqu'à 44 % atomique de Re (élément simulant le Tc). De plus, des données préliminaires de durabilité chimique dans l'eau de la base métallique Nb indiquent que le critère de durabilité chimique requis serait largement atteint.

En complément, une seconde voie de confinement du Tc dans un titanate est également évaluée. La synthèse d'une céramique titanate TiO_2 avec Re a été réalisée afin de déterminer le domaine d'extension de la solution solide. Ce choix repose notamment sur le fait que la durabilité chimique de la base céramique TiO_2 est très élevée ($V_{(0)} < 10^{-6} \text{ g.m}^{-2}.\text{j}^{-1}$ à 100° C). Toutefois, cette voie titanate est maintenant abandonnée, au profit de la voie alliage métallique.

Une activité centrée sur les PFVL, iodé et césium essentiellement, et portant sur les matrices innovantes sera poursuivie par le GDR NOMADE.

4.1.4 - Pertinence des recherches sur l'axe 1

a) La séparation poussée

Pertinence

– Pertinence vis-à-vis des principes énoncés à l'article 1 de la loi du 30 décembre 1991

La séparation poussée est l'étape préalable à la transmutation, dans l'objectif de transformer les radionucléides à vie longue contenus dans les déchets nucléaires en radionucléides à vie courte ou en isotopes stables. Elle pourrait s'accompagner, à défaut de transmutation, du conditionnement spécifique des éléments séparés s'il s'avérait que cela améliore la gestion globale des déchets. La séparation poussée a pour objets principaux les actinides mineurs qui, après le plutonium, constituent la majorité de l'inventaire radiotoxique au-delà de 1000 ans. Elle prend aussi en considération les produits de fission (iode, césium, technétium,...) dont les propriétés de transfert d'un stockage vers la biosphère semblent être les plus défavorables. Ce faisant, la séparation poussée est potentiellement un des éléments de base d'une meilleure protection de la nature et de l'environnement. Elle devra apporter la preuve qu'elle permet de réduire les impacts de façon pertinente et souhaitable, et qu'elle n'engendre pas de détriments supérieurs à court terme dans sa mise en application. Sa pertinence est indissociable des possibilités de transmutation ou à défaut, de conditionnement amélioré des éléments séparés.

– Evaluation préliminaire de la complexité et des coûts des solutions industrielles

Les recherches sont menées prioritairement (mais non exclusivement) sur des procédés en voie humide, similaires dans leur mise en œuvre au procédé PUREX opérationnel dans les usines de La Hague. De ce fait, la complexité de développement est donc moindre, tout en bénéficiant d'un retour d'expérience industrielle majeur. La conception d'ateliers industriels mettant en œuvre ces

procédés en sera au stade d'un avant projet sommaire en 2005 et, à cette date, leurs coûts auront fait l'objet de premières évaluations. Par ailleurs, une ligne de recherche est poursuivie sur les procédés par voie sèche (pyrochimie) qui pourraient s'appliquer de façon optimale au traitement de certaines cibles de transmutation difficilement solubles en hydrométallurgie; cette voie est plus délicate du fait de l'absence d'expérience française aussi significative.

– *Position des recherches et des réalisations au plan international*

De nombreuses recherches et collaborations existent au niveau international au sein des programmes "Partitionning and Transmutation" (P & T), principalement en Europe, en Russie, au Japon et aux USA. Treize projets européens existent dans le cadre communautaire (5^{ème} et 6^{ème} PCRD).

Seul le projet OMEGA mené au Japon affiche des objectifs (procédés hydro et pyro métallurgiques) analogues à ceux du programme français et peut donner matière à une analyse comparée des voies de recherche retenues. Ces voies sont très voisines pour l'essentiel, avec en particulier l'extraction sélective en aval du procédé PUREX des actinides mineurs en plusieurs étapes (divers extractants et procédés associés sont étudiés par JAERI et JNC).

Les quelques différences que l'on peut relever concernent :

- l'objectif affiché de récupération, pour valorisation, de certains métaux nobles,
- l'étude des possibilités de séparation de produits de fission "thermiques" (⁹⁰Sr, ¹³⁷Cs) inscrite en voie de référence dans le programme OMEGA.

Moyens

– *Existence et compétence des équipes*

Les travaux sont largement menés au CEA et font appel à des compétences pluridisciplinaires en chimie, analyse, matériaux, sciences fondamentales, génie des procédés. Le groupement de recherche PRACTIS associe le CNRS, le CEA, l'Andra et EDF ; NOMADE regroupe le CEA, le CNRS, EDF et COGEMA, tandis que GEDEON a associé le CEA, le CNRS et EDF en 2002. Un effort a été mené pour disposer de compétences équilibrées sur actinides et produits de fission.

– *Disponibilité des moyens techniques nécessaires*

Les installations de chimie en milieu radioactif, d'expertise et de caractérisation d'ATALANTE à Marcoule sont un moyen lourd privilégié. Les travaux sont notamment réalisés dans le bâtiment CHA pour la mise au point des schémas de procédés en α , β , γ et neutrons à échelle laboratoire et dans le bâtiment CBP qui sera opérationnel en 2003 pour les essais à plus grande échelle.

Un important travail de caractérisation portant aussi bien sur les interfaces liquide-liquide que sur les interfaces liquide-solide a été réalisé grâce à l'utilisation du rayonnement synchrotron (LURE,...).

– *Etat des technologies envisageables et maturité technologique prévisible en 2006*

La faisabilité scientifique des procédés de séparation ayant été acquise en 2001, le calendrier des programmes prévoit maintenant la démonstration de la faisabilité technologique d'ici 2005 pour la séparation des actinides mineurs amérium, neptunium, curium. Concernant les produits de fission, l'iode est déjà séparé dans le procédé actuel (à plus de 95 %). La faisabilité technique de la séparation du technétium est acquise. La phase de faisabilité technique de la séparation du césium a débuté en 2002.

– *Disponibilité du financement nécessaire*

Les travaux sont financés principalement par CEA et COGEMA dans le cadre d'un accord de partenariat entre ces deux organismes; EDF apporte une contribution financière complémentaire.

Le CNRS contribue notamment avec des équipes travaillant dans le cadre des GDR PRACTIS et NOMADE.

b) La transmutation des actinides mineurs et des produits de fission

Pertinence

– Pertinence vis-à-vis des principes énoncés à l'article 1 de la loi du 30 décembre 1991

La destruction par transmutation des actinides mineurs, après celle du plutonium qui est une réalité industrielle mais n'est actuellement que partielle, constituerait une avancée significative dans la réduction de l'inventaire radiotoxique des déchets de l'électronucléaire, sans pour autant supprimer la question de la gestion de ceux-ci. Un facteur de réduction de un à deux ordres de grandeur semble théoriquement atteignable. Ces destructions d'éléments à vie longue vont à long terme dans le sens de la protection de la nature et de l'environnement. Toutefois, le recyclage des actinides mineurs est susceptible d'entraîner un surcroît en volume de déchets B qui pénaliseront la gestion à court terme. Des bilans complets (scénarios détaillés) commencent à être établis avec l'avancement des recherches.

Pour les produits de fission, les études portent prioritairement sur l'iode, le technétium et le césium. Ces éléments présentent en effet un isotope à vie longue d'une abondance relativement importante dans le combustible usé et des propriétés chimiques leur conférant une aptitude potentielle à être relativement plus "mobiles" en condition de stockage.

Parmi les systèmes de transmutation, l'avantage potentiel des systèmes hybrides est analysé en regard de l'objectif d'une forte capacité de transmutation. Ils pourraient être mis à profit pour une transmutation des actinides mineurs et de certains produits de fission à vie longue. Il faudra établir précisément la place possible d'un tel dispositif dans le cadre d'une stratégie de gestion de l'aval du cycle.

– Evaluation préliminaire de la complexité et des coûts des solutions industrielles

Le recyclage des actinides mineurs nécessite la mise au point de schémas de calcul validés et qualifiés (banque de données de sections efficaces, logiciels...) et suppose la fabrication de cibles, de combustibles homogènes, l'adaptation des réacteurs, la disponibilité de nouveaux réacteurs, la création d'entreposage d'attente (par exemple pour le curium) et, en cas de multirecyclage, le retraitement. Les matières radioactives à manipuler rendent les opérations complexes et certainement coûteuses.

La transmutation par système hybride nécessite quant à elle de coupler un accélérateur et un réacteur sous-critique via une fenêtre et des cibles de spallation, d'où une relative complexité technologique. Cette recherche s'inscrit dans une perspective à long terme.

– Position des recherches et des réalisations au plan international

Au plan national, le CEA et le CNRS poursuivent leur collaboration, mise en place en 2000, et qui a produit notamment un dossier de motivation sur les systèmes hybrides à début 2001. Les objectifs du GDR GEDEON sont en cours d'évolution, avec un accent plus net mis sur les réacteurs du futur dans le cadre du groupement GEDEPEON (GEstion des DEchets et de la Production d'Energie par des Options Nouvelles) qui succède à GEDEON. Cette collaboration est conduite en cohérence avec les actions menées dans les cadres des GDR PRACTIS et NOMADE et celles du CPR ISMIR.

Ce programme fait également l'objet de nombreuses collaborations internationales, Europe, USA, Japon, Russie, et suscite un intérêt soutenu au niveau mondial.

En Europe, dans le cadre communautaire, l'effort coordonné est important avec treize projets en cours du 5^{ème} PCRD. Des réseaux spécifiques de collaboration, comme EFTTRA, rassemblent

certains pays tels que l'Allemagne, la Hollande, la France, l'Italie et/ou les centres européens de recherche. Pour les systèmes hybrides, une montée des efforts au niveau européen se manifeste, en particulier avec la création d'un comité technique international présidé par C. Rubbia, et la mise en route du projet TRIGA.

Au plan international, il est à noter que les Etats-Unis ont déployé à partir de 2001 un programme ambitieux de R et D consacré à la transmutation par système hybride (Programme national AAA); ce programme qui s'est élargi en 2002 vers « l'Advanced Fuel Cycle Initiative AFCI » est mené en collaboration avec la France. Le Japon poursuit un programme de recherches similaire à celui de la France en terme d'objectifs. En Russie, les différents instituts montrent de l'intérêt pour le domaine, mais il n'y a pas de programme fortement structuré.

Dans le cadre du forum international *Generation IV* dix pays étudient des systèmes de production d'énergie nucléaire de 4^{ème} génération. Ces pays se sont entendus sur des objectifs communs pour ces systèmes avec notamment la minimisation par recyclage de leurs propres déchets.

Moyens

– Existence et compétence des équipes

Les études sont menées au CEA (DEN, DSM, DRT), au CNRS (IN2P3, DSC) et, dans une moindre mesure, à EDF. Les compétences très larges nécessaires couvrent la neutronique, les matériaux, les études systèmes, la physique nucléaire, les expérimentations.

– Disponibilité des moyens techniques nécessaires

Les moyens lourds utilisés sont les installations de fabrication de combustibles expérimentaux, les moyens d'irradiation (OSIRIS, PHENIX, réacteurs étrangers), les installations d'expertises et de caractérisations en milieu radioactif. La ligne chaude qui sera ouverte sur SOLEIL et les moyens en RMN dans les milieux chauds vont constituer des moyens nouveaux particulièrement performants. En matière d'irradiation, outre PHENIX, des installations étrangères telles que HFR à Petten ou BOR 60 en Russie et dans le futur JOYO au Japon revêtent une importance notable.

Pour les systèmes hybrides, la première phase d'investigation utilise autant que faire se peut les moyens existants, ainsi les accélérateurs de Louvain, Upsalla, de PSI et du CERN, ou le réacteur MASURCA. La question d'un éventuel démonstrateur de puissance est ouverte et pourrait se tourner à terme vers l'installation MYRRHA dont l'implantation au niveau européen est envisagée à Mol; l'initiative de C. Rubbia sur l'expérience TRADE est maintenant bien avancée. Le programme IPHI, lancé par le CEA et le CNRS dans le but de valider les solutions techniques envisagées pour l'accélérateur, continue d'avancer et devrait maintenant bénéficier de sa collaboration avec le CERN, alors que le projet européen MEGAPIE de source de spallation permettra de faire fonctionner une cible de 1 MW.

– Etat des technologies envisageables et maturité technologique prévisible en 2006

En l'état actuel, les études de scénarios en cours montrent qu'il serait possible de réduire sensiblement la quantité finale de noyaux lourds radioactifs dans les déchets ultimes. L'objectif est de disposer en 2006, pour quelques scénarios choisis, des éléments de faisabilité technique sur les réacteurs, le cycle, les phases transitoires, les inventaires et les déchets et d'une évaluation de faisabilité industrielle et économique.

Le développement de systèmes hybrides suppose le franchissement de nombreuses étapes scientifiques et technologiques, avant leur utilisation comme incinérateurs industriels de radionucléides à vie longue. Des efforts sur de nombreuses années seront nécessaires. En l'état, un cahier des charges d'un éventuel démonstrateur est à l'étude.

– *Disponibilité du financement nécessaire*

Les équipes sont financées par les ressources publiques des organismes CEA et CNRS, EDF et Framatome ANP apportant une contribution dans le cadre de leur partenariat avec le CEA. Ces organismes contribuent aussi aux actions conduites en amont dans le cadre de GEDEON et NOMADE (avec également COGEMA et ANDRA). Les moyens budgétaires ont été renforcés depuis plusieurs années.

c) Le conditionnement spécifique

Pertinence

– *Pertinence vis-à-vis des principes énoncés à l'article 1 de la loi du 30 décembre 1991*

Le conditionnement au sein de matrices à très haute durabilité des produits de fission à vie très longue, potentiellement plus mobiles en conditions de stockage géologique, et des actinides mineurs constitue une approche complémentaire à celle de leur transmutation.

Il faut noter que ce type de gestion ne réduit pas l'inventaire radiotoxique ni le volume final des déchets conditionnés. Elle propose le cas échéant d'améliorer encore la qualité du confinement en bénéficiant de matrices particulièrement adaptée à tel ou tel élément.

– *Evaluation préliminaire de la complexité et des coûts des solutions industrielles*

Le conditionnement des déchets de haute activité et à vie longue est une opération coûteuse mais nécessaire s'ils doivent être stockés. C'est une réalité industrielle. Le conditionnement éventuel de radionucléides séparés serait encore plus onéreux, étant donné qu'il ne supprimerait pas le besoin de conditionner le flux des radionucléides non séparés. Il faudrait donc en évaluer l'intérêt en terme de sûreté globale. Par ailleurs, la complexité de gestion de certains éléments, tel le curium (activité relativement élevée et dégagement calorifique significatif), pose des questions qui demanderaient des moyens importants en phase de développement industriel.

– *Position des recherches et des réalisations au plan international*

Au plan international, le conditionnement spécifique est relativement peu étudié. Le Japon étudie le conditionnement de l'iode. L'Australie développe certaines céramiques particulières pour confiner les actinides, le césium et le strontium. Le Royaume-Uni, l'Espagne et ITU s'y intéressent et ont présenté des expressions d'intérêt au VI^{ème} PCRD. Les USA et la Russie ont développé des matériaux de conditionnement du Pu d'origine militaire.

Moyens

– *Existence et compétence des équipes*

Les travaux sont menés principalement par les équipes du CNRS (dans le cadre du GdR Nomade) et du CEA et associent des compétences pluridisciplinaires en sciences fondamentales, chimie du solide, génie des procédés.

– *Disponibilité des moyens techniques nécessaires*

Les expérimentations sont conduites dans les laboratoires du CNRS et du CEA. Le bâtiment DHA (Déchets de Haute Activité) d'ATALANTE à Marcoule et les laboratoires de CHICADE à Cadarache sont employés pour les expériences en milieu radioactif. La ligne chaude du synchrotron SOLEIL et les moyens de RMN en milieux chauds seront aussi mis en œuvre.

– *Etat des technologies envisageables et maturité technologique prévisible en 2006*

La faisabilité scientifique du conditionnement des actinides mineurs (américium, neptunium, curium) et de l'iode ayant été acquise en 2001 et celle relative au conditionnement du césium en

2002, le calendrier des programmes prévoit la démonstration de la faisabilité technologique du conditionnement spécifique d'ici 2005.

– *Disponibilité du financement nécessaire*

Les équipes sont financées par les ressources publiques des organismes CEA et CNRS, EDF apportant une contribution dans le cadre d'un partenariat avec le CEA. EDF et COGEMA apportent un soutien financier aux activités conduites dans le cadre du groupement de recherche NOMADE.

4.2 - Axe 2 – Etude de la faisabilité du stockage en formation géologique profonde

4.2.1 - Démarche générale au titre de l'axe 2

4.2.1.1 Objectifs et organisation en projet

L'Andra est chargée de mener les études sur la faisabilité d'un éventuel stockage en formation géologique profonde.

L'étude de faisabilité demandée à l'Andra s'appuie sur l'élaboration de projets qui nécessitent de rassembler un corpus de connaissances sur :

- les colis de déchets à stocker,
- le milieu d'accueil du stockage,
- les ouvrages et les matériaux mis en œuvre.

Les études reposent par ailleurs sur des architectures envisageables pour le stockage qui sont précisées et révisées au fur et à mesure de l'avancement du projet.

Ces différents éléments sont étroitement articulés au sein des études. Ils s'intègrent dans le cadre d'une approche d'ensemble du stockage. Ils sont soumis à une évaluation au regard de la sûreté. L'évaluation qui sera faite de la faisabilité du projet de stockage portera ainsi sur l'ensemble des éléments nécessaires à la conception et à l'évaluation de sûreté :

- un inventaire de déchets maîtrisé et des spécifications compatibles avec les déchets existants et à produire,
- une géologie garante du confinement à long terme,
- des architectures de stockage simples et robustes, dont les conditions de construction et d'exploitation seraient maîtrisables dans des délais et des coûts acceptables,
- l'évaluation du comportement à long terme du système de stockage du point de vue de la sûreté,
- la réversibilité du stockage garantie par des dispositions de conception, des modes d'exploitation et des moyens de surveillance,
- un dossier dont les conclusions ont fait l'objet d'évaluations au sein de la communauté scientifique et technique nationale et internationale.

Compte tenu de la nature des travaux, un outil important du programme réside dans les laboratoires souterrains de recherche permettant l'étude *in situ* du milieu géologique.

Le gouvernement a décidé en 1998 de retenir deux types de roches : argile et granite. Cela a conduit l'Andra à structurer ses activités autour de deux projets principaux :

- HAVL-Argile qui regroupe l'ensemble des études sur le milieu argileux et le tronc commun à l'ensemble des études (colis...), les recherches s'appuyant sur le laboratoire souterrain de Bure,
- HAVL-Granite qui regroupe les études sur le milieu granitique, en l'absence de laboratoire souterrain de recherche identifié à ce jour.

4.2.1.2 La politique scientifique de l'Agence

Afin de conduire les recherches sur la gestion à long terme des déchets radioactifs, l'Agence mobilise des compétences scientifiques pluridisciplinaires, notamment dans les domaines des sciences de la terre, des matériaux, de l'environnement, du calcul et de la modélisation, de la mesure et de la surveillance. Cela requiert une politique scientifique et technique claire affichant les priorités, les modes de sélection des partenaires et la vision que peut avoir l'Agence du paysage de la recherche au plan national et international.

Pour ce faire, l'Agence identifie les grandes questions scientifiques relatives à la gestion des déchets radioactifs, évalue les principaux enjeux, élabore les programmes de recherche nécessaires en associant très largement l'ensemble des partenaires scientifiques compétents et en leur permettant de hiérarchiser les priorités en matière de recherche sur la gestion des déchets. Elle suscite, constitue et anime les réseaux scientifiques nécessaires, en mobilisant les compétences adéquates, développant relations et partenariats avec le monde universitaire, les grands organismes de recherche et les acteurs industriels. L'Agence joue un rôle d'animation en promouvant les structures de coopération au plan national. Elle noue des partenariats avec les acteurs de la recherche en :

- agissant comme tête de réseau et mettant en place des groupements de laboratoires sur les thèmes d'intérêt du programme de recherches (corrosion des matériaux métalliques, comportement des liants hydrauliques, argiles remaniées, comportement des radionucléides, phénomènes thermo-hydro-mécaniques, comportement géomécanique, géoprospective...);
- nouant des partenariats avec des institutions, dont les thèmes de travail s'inscrivent directement dans son champ de travail : CEA, pour les colis et leur conditionnement, le devenir des radionucléides ou la modélisation ; BRGM, Ecole des Mines de Paris pour les sciences de la terre...

En 2002 a été particulièrement développé le partenariat avec l'Institut français du pétrole (IFP) déjà engagé en 2001. Les deux volets principaux en sont l'exploitation de la sismique 3D et la modélisation géologique d'ensemble du site. Ce partenariat a pour but de mettre au service des recherches les acquis les plus avancés des recherches dans le domaine pétrolier.

Il convient de souligner particulièrement l'importance du partenariat avec le CNRS, dans le cadre des groupements de recherche (GDR) rassemblés au sein du programme sur l'aval du cycle électronucléaire (PACE). Ces différents GDR : FORPRO pour le milieu géologique, MOMAS pour la simulation numérique, PRACTIS/PARIS pour les aspects chimiques constituent un apport de premier plan aux travaux de l'Agence et traduisent la très forte mobilisation de la communauté scientifique au service de la problématique de la gestion des déchets. A titre d'illustration, on notera que FORPRO rassemble près d'une quarantaine de laboratoires du CNRS.

Par ailleurs, une politique de soutien de l'Andra aux thèses de doctorat a été mise en œuvre dès 1998. Elle a permis de définir des sujets de recherche communs avec les universités dans un cadre pluriannuel. A ce jour, plus d'une trentaine de thèses sont en cours dans le cadre des recherches et plus d'une quinzaine ont été soutenues. Cette politique est complétée depuis 2001 par une politique de post-doctorats, à raison de trois ou quatre par an.

Un effort particulier est également consenti en matière de publications scientifiques tant en interne que pour les équipes sollicitées par l'Andra. Dans le même temps, un Bilan des Etudes et Travaux est produit et largement diffusé chaque année. Des ouvrages intégrés dans une collection scientifique spécialisée sont régulièrement publiés par l'Agence.

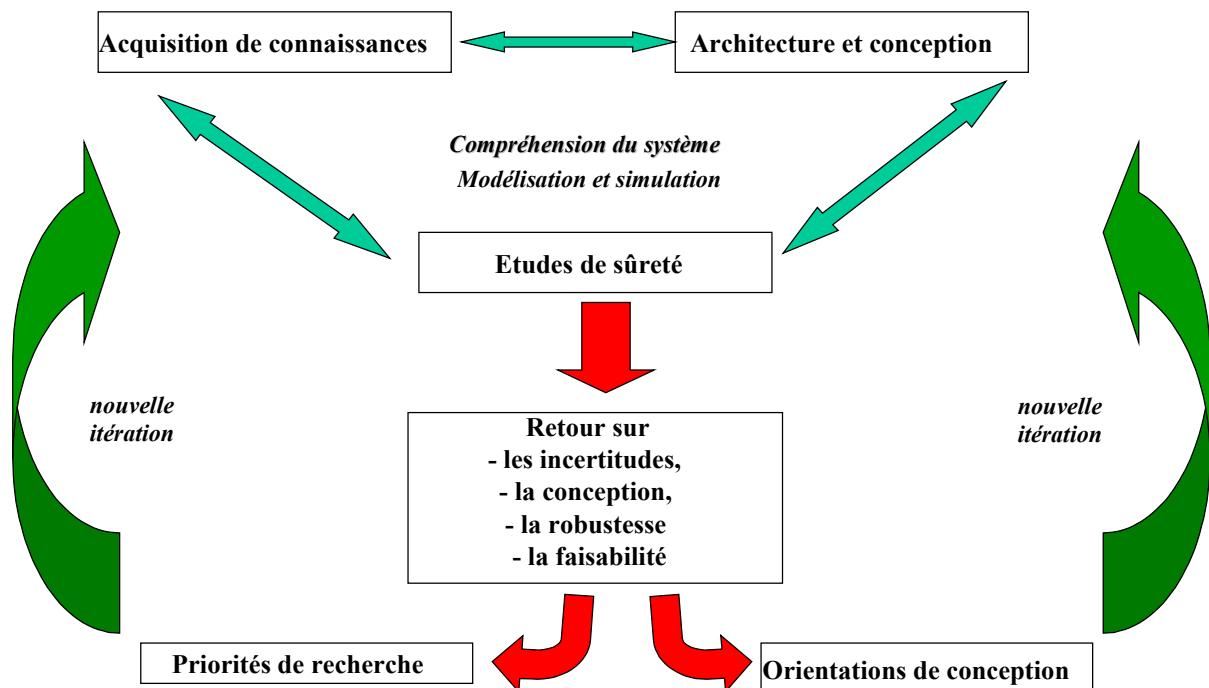
L'année 2002 aura été marquée par l'organisation d'un colloque international sur les argiles à Reims. Ce congrès a réuni près de 450 participants issus de plus de vingt pays. La centaine de communications sera publiée sous forme d'un numéro spécial d'une revue internationale.

4.2.1.3 L'organisation du projet en processus

Le projet est organisé autour de processus qui contribuent à la démarche d'étude de la faisabilité du stockage :

- la conception du stockage, l'analyse de sa réversibilité et de sa sûreté en exploitation (conditionnement des colis, architecture et dimensionnement des alvéoles et modules de stockage, intégration dans le milieu géologique, mode d'exploitation, possibilités de fermeture). Différentes architectures sont étudiées prenant en compte les différents types de déchets à stocker dans une logique de réversibilité ;
- l'acquisition de connaissances et de données nécessaires aux études de conception et aux analyses de sûreté :
 - données sur les colis de déchets, fournies par les producteurs de déchets, sur la base du cahier des charges de l'Andra, tant pour l'inventaire que pour le comportement ;
 - données sur le milieu géologique et la biosphère des sites étudiés, notamment celles résultant des expérimentations dans le laboratoire souterrain ;
 - données sur le comportement des matériaux et composants artificiels (colisage des déchets, barrières ouvrageées, soutènement, revêtements des ouvrages souterrains...) ;
- la description du comportement du stockage visant à rendre compte des interactions entre ses différents composants (colis, barrières ouvrageées, barrière géologique) aux différentes échelles d'espace et de temps ;
- les analyses de sûreté à long terme pour évaluer les performances et la robustesse des concepts de stockage étudiés vis-à-vis d'un ensemble de sollicitations naturelles ou humaines. Elles comprennent des analyses qualitatives du fonctionnement du stockage, des modes de fonctionnement et dysfonctionnement possibles, de manière à évaluer ses performances vis-à-vis des objectifs de sûreté et identifier les composants critiques.

Ces recherches sont conduites sur un mode itératif avec une interaction permanente entre les différents processus. A chaque étape, un retour est effectué sur l'acquisition de connaissances en déterminant les priorités de recherche et sur la conception en précisant les orientations à retenir pour l'architecture du stockage.



4.2.1.4 Historique et logique de déroulement

Les principales étapes du développement des études ont été les suivantes :

- de 1994 à 1996, de nombreux travaux de reconnaissance géologique ont été menés sur quatre sites désignés par la mission de concertation menée par le Député Bataille. Ils ont abouti à des demandes d'autorisation d'installation et d'exploitation de laboratoires souterrains de recherche sur trois sites. Les analyses de sûreté présentées dans ces dossiers évaluaient les sites géologiques par rapport aux critères de choix de site de la règle fondamentale de sûreté R.F.S III.2.f. ;
- en 1997, une première sélection d'options de conception pour chacun des trois sites a été réalisée ;
- en 1998, des études de sélection de « concepts préliminaires », ont débouché sur une gamme d'architectures possibles tenant compte des différents types de déchets et des incertitudes qui subsistaient alors ;
- les décisions gouvernementales de décembre 1998 ont conduit à retenir le site de Bure pour l'implantation d'un laboratoire souterrain de recherche en milieu argileux. Le gouvernement n'a pas retenu le site granitique de la Vienne, mais prévu un second laboratoire dans une formation granitique. En 2000, une mission de concertation a été conduite pour identifier des sites susceptibles d'accueillir ce second laboratoire. Elle n'a pas permis d'identifier de site, mais le gouvernement a rappelé son attachement à la réalisation d'un second laboratoire. En conséquence, l'Andra a développé un programme de recherche spécifique sur les roches granitiques ;
- fin 1999 et au premier semestre 2000 des données ont été acquises sur le site Meuse/Haute-Marne par géophysique sismique et forages réalisés avant perturbation par les travaux de fonçage des puits du laboratoire. Ce fonçage des puits a débuté à l'été 2000 ;
- 2001 et 2002 ont vu l'acquisition de nombreuses connaissances sur le site du laboratoire souterrain tant depuis la surface avec les forages de suivi de l'environnement mis en place que dans le cadre du creusement des puits qui a permis d'acquérir des données importantes sur les premières couches traversées (Kimméridgien, Oxfordien) ;
- en 2001 a été produit un rapport de synthèse qui dresse un bilan des connaissances acquises, sur les formations du site Meuse/Haute-Marne et sur la biosphère, sur les colis de déchets HAVL, sur les différents matériaux qui pourraient être mis en œuvre dans un stockage. Il rend également compte de la compréhension acquise du comportement du système de stockage. L'analyse de sûreté préliminaire conduite à cette occasion a confirmé la pertinence du concept de stockage en formation géologique profonde, notamment au regard du rôle de confinement du milieu. Le dossier a également permis de préciser les orientations du programme scientifique et expérimental pour les années à venir en concentrant ce dernier sur les priorités identifiées. Ce dossier constitue une première formalisation destinée à tester les méthodes qui seront mises en œuvre pour 2005 et une préfiguration du dossier final que l'Andra remettra alors ;
- en 2002, sur la base du dossier 2001, une revue des architectures de stockage a été conduite et a permis de définir celles qui seront étudiées jusqu'au rendez-vous de 2005. Les architectures retenues l'ont été sur la base de l'état actuel de la connaissance, dans une perspective de robustesse et de crédibilité en matière d'ingénierie.

Le prochain rendez-vous du projet est la production d'un dossier de synthèse pour 2005. Ce dossier présentera les concepts étudiés par l'Andra pour évaluer la faisabilité du stockage et l'ensemble des connaissances acquises tant sur le site du laboratoire que dans les programmes de surface pour justifier ces concepts. Il s'appuiera sur :

- la suite des acquisitions de connaissances et la réalisation du programme scientifique expérimental, notamment sur le site du laboratoire de Meuse Haute-Marne,
- l'analyse phénoménologique des architectures choisies en 2002, l'approfondissement de la modélisation du stockage et le développement d'une plate-forme de simulation numérique nécessaire à cette dernière,
- une deuxième vérification de sûreté et la consolidation d'un dossier de faisabilité en 2005.

- En matière de sites granitiques, le programme de recherches mis en place depuis l'été 2000 s'est fondé sur les données disponibles sur les granites français, les coopérations avec les partenaires étrangers et une action du GDR FORPRO sur la caractérisation, l'origine et l'âge des paléocirculations de fluides ayant affecté le bâti granitique français. Ces éléments sont destinés à concevoir des architectures adaptées à la variété des milieux granitiques français et à permettre de premières analyses de sûreté.
- En 2002, un dossier de synthèse dressant un premier bilan des acquis sur la conception d'un stockage en milieu granitique a été réalisé. De façon comparable au dossier 2001 argile, il comporte :
 - un dossier de synthèse,
 - des éléments techniques le sous-tendant propres à chaque thème de recherche : données sur les granites français, bilan des connaissances sur l'hydrogéologie d'un granite fracturé, acquis des expériences en laboratoires souterrains étrangers, analyse et choix des options de conception de stockage des différents types de déchets, calculs préliminaires de performance des barrières.
- Pour ce qui concerne le laboratoire de Bure (Meuse Haute-Marne), les puits avaient atteint en mai 2002 les profondeurs de 229 et 166 mètres, respectivement pour le puits principal et le puits auxiliaire. Le 15 mai 2002 est survenu un accident mortel lors des opérations de creusement, conduisant l'entreprise chargée du fonçage des puits à arrêter ses travaux. Les différentes démarches administratives ont conduit à suspendre le chantier jusqu'au 20 novembre 2002. Depuis lors, l'ordonnance du tribunal de grande instance de Bar le Duc rendue le 21 novembre a ouvert la voie à la reprise des travaux avec tout d'abord la réalisation d'améliorations sur l'outil de fonçage, les tests de l'outil, puis la reprise progressive du creusement avec un objectif de cadence nominale pour la fin du premier semestre 2003. Cela a rendu nécessaire la révision complète du programme expérimental initial qui ne pouvait être réalisé dans les modalités prévues à l'origine. Un important travail de refonte et de révision a été conduit au cours du dernier trimestre 2002 pour bâtir une stratégie expérimentale revue après examen détaillé de l'ensemble des éléments disponibles et des perspectives envisageables. Ce travail a considérablement bénéficié du travail de bilan conduit en 2001 dans le cadre du dossier 2001 Argile qui a permis d'identifier les priorités de recherche. En tout état de cause, il en résulte un calendrier très tendu pour la réalisation des acquisitions de données expérimentales restant à effectuer.

4.2.2 - Le projet HAVL Argile

4.2.2.1 Conception, réversibilité et sûreté d'exploitation

La conception du stockage vise à étudier d'ici 2005 la faisabilité d'architectures de stockage simples et robustes. Les solutions proposées doivent être flexibles vis-à-vis des modes de gestion des déchets et des évolutions possibles de l'inventaire. Le travail conduit vise un objectif de démonstration et non pas d'optimisation : il tend à montrer l'existence de solutions concrètes pour stocker les déchets de manière industrielle, sûres à long terme et dans une logique de réversibilité. Il subsistera toutefois en 2005 des interrogations non levées relatives à l'optimisation d'ensemble du système.

Les activités de conception consistent à préciser :

- les colis de stockage et la justification de leur conception,
- les architectures d'ensemble et leur dimensionnement,
- les installations (de surface et souterraines : excavations, génie civil - barrières ouvrageées, équipements mécaniques...) et la justification de leur conception (notamment en termes de fonctionnalités, de géotechnique et de thermicité),

- les procédés mis en œuvre lors des activités de construction, d'exploitation et de fermeture éventuelle,
- l'analyse technique et la mise en œuvre de la réversibilité,
- l'analyse de la sûreté et de la sécurité en phase d'exploitation, puis de réversibilité.

En matière de réversibilité, il est apparu qu'une définition purement technique, à savoir la possibilité de retirer les colis d'un stockage¹ (définie par le terme anglo-saxon « retrievability »), ne suffisait pas à répondre aux motivations diverses de la réversibilité. En pratique, il s'agit d'offrir une plus grande flexibilité dans la gestion ; cela recouvre l'idée d'une progression par étapes pour que chaque génération puisse orienter le processus.

Pour ses études, l'Agence a ainsi retenu une définition élargie d'un stockage réversible :

- il donne, à l'instar d'un entreposage, des possibilités de choix, à tout moment, en matière de gestion des déchets ;
- il est robuste dans la durée, vis-à-vis des objectifs fondamentaux de protection des personnes et de l'environnement (il doit pouvoir être fermé lorsque le choix en sera fait).

La réversibilité se traduit par une gestion par étapes du processus de stockage. L'analyse technique de la réversibilité consiste à définir à chaque étape du processus les décisions possibles (sur l'exploitation de l'installation et sur la conception des composants à réaliser) et les critères associés : connaissance de l'état et de l'évolution du stockage, impact de la décision en matière de sûreté (notamment une décision d'attente), impact de la décision sur le niveau de réversibilité du stockage (conditions techniques et économiques de retour en arrière après franchissement d'une nouvelle étape). Il s'agit ensuite d'intégrer dans la conception les moyens de mettre en œuvre ces possibilités de choix : dispositions architecturales, programme d'observation...

Parallèlement aux analyses de fonctionnement et de sûreté à long terme, les études réalisées pour le dossier 2001 ont aussi porté sur les processus de construction et d'exploitation, sur une première analyse de la sûreté opérationnelle et sur un examen des niveaux de réversibilité ; cette dernière analyse a permis de préciser l'approche technique de la réversibilité, qui sera utilisée pour la suite des études.

Jusqu'en 2001, les études sur les concepts préliminaires étudiés tendaient à explorer une gamme d'options techniques assez large, de manière à traiter l'ensemble des questions scientifiques et techniques relatives à la faisabilité, la sûreté et réversibilité : différentes architectures, différents matériaux pour les divers composants du stockage, différents modes d'exploitation et de manutention ont pu ainsi être examinés. En 2002, sur la base des acquis du dossier 2001 et d'une analyse multicritères, un ensemble revu d'architectures de stockage a été sélectionné. Ces architectures seront étudiées jusqu'en 2005.

Les architectures sélectionnées 2002 visent à présenter en 2005 des solutions concrètes et réalistes permettant d'apprécier la faisabilité du stockage. Le nombre d'options étudiées a été réduit permettant d'accroître de manière significative le niveau de définition des options étudiées et de précision des études de conception. Les études concernent ainsi :

- un concept en tunnel horizontal pour les déchets B avec deux variantes de manutention et de mise en place des colis (empilement ou non),
- un concept en tunnel horizontal pour les déchets C incluant un surconteneurage du colis de verre, avec une option de référence sans barrière ouvragee et une option avec barrière ouvragee argileuse répondant au risque lié à la présence d'une zone endommagée présentant des caractéristiques hydrauliques pénalisantes,
- un concept en tunnel horizontal avec une barrière ouvragee argileuse pour les combustibles usés.

¹ *Ce qui est aujourd'hui, au plan international, peu ou prou acquis comme faisable.*

4.2.2.1.1 Choix de concepts 2002

Les choix de concept opérés en 2002 ont eu pour objectif de retenir, pour chaque type de colis, un concept (i) simple, (ii) robuste vis-à-vis de l'état actuel des connaissances, (iii) réversible en intégrant la possibilité d'une gestion par étapes des colis et des installations, (iv) compact et performant au plan technico-économique. Les choix de concepts effectués en 2002 conduisent à sélectionner des concepts en nombre limité, afin de focaliser les programmes à venir. Ils permettront une analyse plus approfondie de la conception, de la mise en œuvre industrielle, de la sûreté et de la réversibilité du stockage.

Les choix effectués en 2002 ont porté sur :

- les cavités souterraines, appelées « alvéoles de stockage », dans lesquelles les différents types de colis de déchets sont déposés,
- la conception des colis pour le stockage eux-mêmes. Les colis dits primaires, produits par les producteurs de déchets, peuvent être complétés par des dispositifs additionnels (appelés compléments de colisage ou surconteneur), pour constituer des « colis de stockage ».

Les concepts retenus en 2002 ne constituent pas des solutions optimisées, et, de ce fait, ne figent pas les options pour un éventuel stockage.

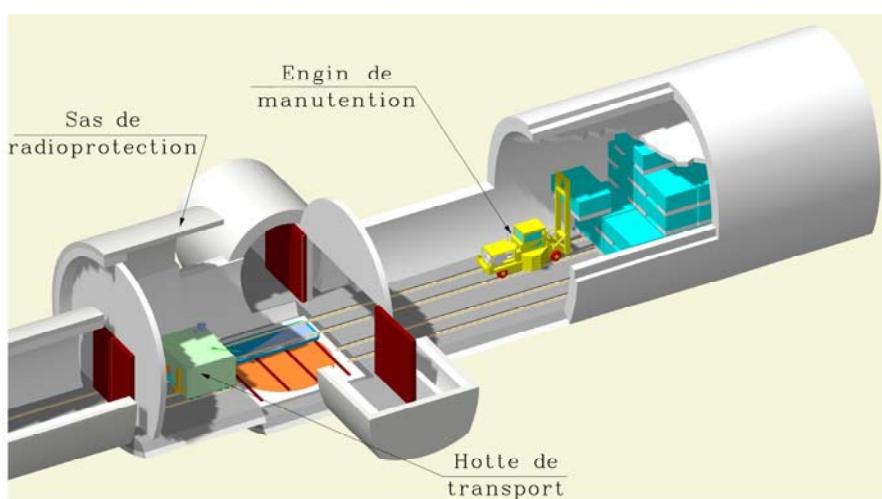
✓ Déchets B

Les colis de stockage de déchets B retenus regroupent plusieurs colis primaires, et facilitent ainsi la standardisation de l'exploitation. Deux variantes seront étudiées :

- une première option consiste en des colis de stockage de grande dimension, non gerbés ;
- une deuxième option repose sur des colis de stockage de dimensions modérées, empilés dans l'alvéole de stockage sur quelques niveaux.

Les compléments de colisage sont réalisés en béton, ce qui leur confère une durabilité favorable à la réversibilité et contribue à simplifier la gestion du stockage.

Les alvéoles de stockage retenues sont constituées de tunnels horizontaux, de section transversale proche d'un cercle, de diamètre compris entre 9 et 12 mètres environ. Cette configuration offre les avantages suivants : robustesse vis-à-vis d'une variation possible des paramètres géotechniques de l'argilite, simplicité de construction, limitation des dommages mécaniques dans l'argilite au voisinage et de l'emprise verticale dans la formation. Le béton a été retenu comme matériau pour la réalisation des alvéoles.



alvéole de déchets B (option avec des colis de stockage empilés)

Les méthodes envisagées pour l'exploitation ne nécessitent qu'un aménagement simple des tunnels de stockage. La mise en place et le retrait éventuel des colis, les interventions (auscultation et mesures) sont totalement automatisées ou commandées à distance. Dans une optique de simplicité et de robustesse de l'exploitation, le concept retenu limite le nombre d'appareils de manutention, standardise les équipements vis-à-vis de la variabilité des colis de déchets B et minimise les opérations de manutention.

✓ Déchets C

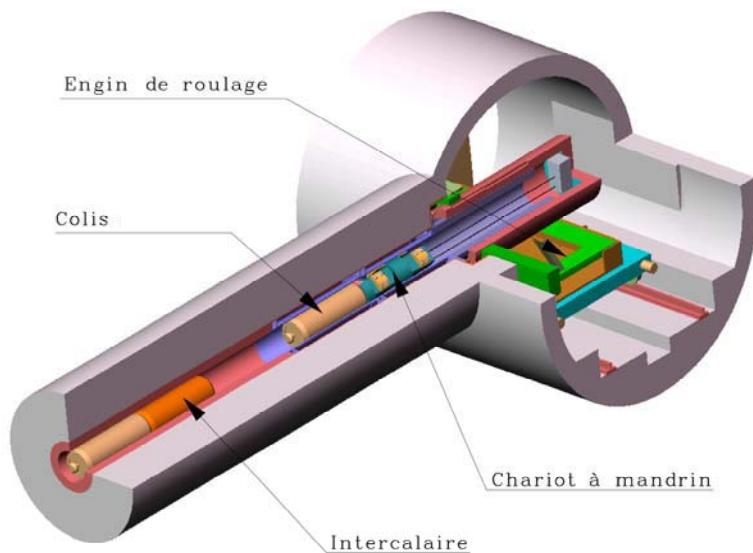
Le verre joue un rôle important à long terme. De par sa cinétique lente de dissolution, contrôlée en premier lieu par la faible solubilité de la silice dans l'eau, et, en second lieu, par les conditions physico-chimiques environnantes (voir supra), le verre limite le relâchement de radioéléments et l'étale sur une très longue durée. Toutefois se pose la question du conteneurage pour une première période, de quelques siècles, correspondant à la phase d'exploitation et d'observation du stockage, ainsi qu'à la phase thermique (pluri-séculaire), pendant laquelle décroît l'activité des produits de fission et actinides à période moyenne.

Il a été choisi de compléter le conteneur primaire en acier inoxydable par un surconteneur pour mener l'évaluation de la faisabilité du stockage à l'horizon 2005. Une étanchéité à l'eau de ce surconteneur pendant la phase thermique (de l'ordre du millier d'années) répond à l'état actuel des connaissances, sur le comportement physico-chimique, en température, de l'alvéole, du conteneur primaire, du verre et des éléments dissous. L'acier non allié en forte épaisseur (55 millimètres) a été retenu : ce matériau présente les avantages de la simplicité, en particulier au niveau de la mise en œuvre, et de la robustesse, en matière de capacité à décrire et modéliser sa corrosion. Il est à noter par ailleurs que le surconteneur contribue à la dissipation de l'énergie thermique dégagée par les déchets et facilite la manutention des colis dans les tunnels de stockage.

Le choix concernant l'alvéole de stockage s'est porté sur des tunnels horizontaux, dans lesquels les colis sont placés horizontalement dans l'axe (ou à proximité de l'axe) du tunnel. Ce choix se justifie par une meilleure performance technico-économique, un moindre volume d'argilite excavée et une utilisation optimale de l'emprise dans la formation argileuse du Callovo-Oxfordien. Le concept de tunnel de stockage se décline aujourd'hui en deux options, qui seront étudiées en parallèle d'ici 2005 :

- une option de référence où le tunnel est excavé au diamètre du colis de stockage (option sans barrière ouvragée)
- une variante où une barrière ouvragée à base d'argile gonflante est intercalé entre la roche et le colis de stockage.

L'option sans barrière ouvragée vise une simplicité de conception, de mise en œuvre et d'interprétation ; elle requiert que l'endommagement de la roche au voisinage des tunnels demeure maîtrisé. La variante a pour objet de rendre robuste le fonctionnement hydraulique et physico-chimique de l'alvéole, vis-à-vis des incertitudes actuelles de connaissance sur l'argilite perturbée au voisinage de l'excavation.



alvéole de déchets C

Le dimensionnement thermique, portant notamment sur la distance séparant les tunnels adjacents, limite la température à moins de 100°C, afin de demeurer dans des domaines thermiques où la phénoménologie est plus facilement comprise à ce jour. La longueur de chaque tunnel, et le nombre de colis qui peuvent y être stockés, constituent un objectif particulier d'étude d'ici 2005. L'espacement des colis à l'intérieur des alvéoles par interposition d'intercalaires inertes au plan thermique sera en particulier étudié afin d'examiner les possibilités qu'offre une telle option pour la gestion du dimensionnement thermique.

✓ Combustibles usés

Pour ce qui concerne le colisage, les assemblages UOX ou MOX, mis en étui (en acier inoxydable), sont placés dans un conteneur en acier peu allié d'épaisseur 130 millimètres. La capacité de chaque colis est limitée pour respecter les critères thermiques retenus en vue de l'établissement du dossier 2005, en particulier une température maximale à l'interface entre les colis et l'alvéole de 100°C : cette capacité est de quatre assemblages UOX ou un assemblage MOX. L'épaisseur d'acier du conteneur lui confère une durée d'étanchéité à l'eau de l'ordre de 10 000 ans, correspondant à la phase thermique des combustibles.

Le choix d'alvéole s'est porté, comme pour les déchets C, vers des tunnels horizontaux. Dans la perspective du dossier 2005, il a retenu l'interposition d'une barrière ouvrage à base d'argile gonflante entre le colis de combustibles et l'argilite. Cette disposition confère de la robustesse au concept de stockage vis-à-vis de l'endommagement de l'argilite au voisinage des colis et aux fortes contraintes thermo-mécaniques durant la phase thermique des combustibles (température élevée et durée pluri-millénaire). L'interposition d'une argile gonflante dans la zone la plus sollicitée, située au voisinage des colis, permet de gérer ces phénomènes : la forte plasticité d'une telle argile, supérieure à celle de l'argilite, et ses propriétés de gonflement, lui confèrent la capacité de mieux résister à ces sollicitations. Il est à noter qu'une comparaison de l'argile gonflante et du béton a été effectuée pour constituer la barrière ouvrage. D'une manière générale, les bétons envisagés ne sont pas conçus pour supporter de longues périodes de haute température. Contrairement aux déchets B, caractérisés par une faible phase thermique, le béton autour des colis de combustibles usés est soumis à des contraintes

thermomécaniques et à des processus chimiques susceptibles de dégrader à terme sa résistance mécanique, sa porosité et sa perméabilité.

✓ Bilan des choix de concepts

Les études des « concepts préliminaires », qui sous-tendaient le dossier 2001, ainsi que des études de pistes d'amélioration, ont permis, sur la base d'une analyse conduite en 2002 de sélectionner les concepts qui seront étudiés dans la perspective du dossier 2005. Les concepts retenus visent la simplicité et la robustesse, en se fondant sur des options concrètes et réalistes d'un point de vue industriel. Ils doivent permettre d'étayer l'évaluation de la faisabilité d'un stockage en formation géologique profonde.

Les études au cours de la période 2003-2005 sont présentées infra.

4.2.2.1.2 Etudes d'ingénierie

Les études de dimensionnement et de réalisation des colis de stockage portent sur :

- le regroupement des différents colis B dans des surcolisages en béton,
- le surconteneur pour déchets C en acier faiblement allié,
- le conteneurage des combustibles usés¹.

Le dimensionnement des installations souterraines comprend :

- l'étude de l'organisation générale, des flux et de l'architecture d'ensemble des installations souterraines, sur la base du modèle d'inventaire de dimensionnement,
- des calculs de dimensionnement thermique préliminaire des modules et des tunnels de stockage des différents colis type de déchets C et de combustibles usés,
- la conception de chaque zone de stockage (B, C, combustibles usés), comprenant le plan masse de la zone, le dimensionnement géotechnique des cavités souterraines (tunnels de stockage et galeries d'accès), la définition des ouvrages et de leur aménagement,
- la conception des réseaux au fond.

Le programme couvre aussi les scellements de faible perméabilité des tunnels de stockage, des galeries et des puits de liaison avec la surface, sur la base de deux types de matériau (argile gonflante et béton) ainsi que les remblais de galeries.

Les études des procédés et équipements souterrains recouvrent :

- le creusement et le soutènement,
- l'équipements des tunnels de stockage, en particulier la construction des barrières ouvragées,
- la ventilation des installations,
- le transfert et la manutention des différents colis depuis la réception des emballages de transport en surface, jusqu'à l'emplacement de stockage,
- les procédés de fermeture : dépose des soutènements dans les zones de serrement ; réalisation de clés d'ancre ; préparation, conditionnement, mise en place des matériaux de remblayage et de scellement,
- la gestion de la co-activité (construction, exploitation),
- la maintenance.

¹ Il est à noter que le conteneur de stockage de combustibles usés fait l'objet d'un programme de démonstration tripartite Andra-CEA-EDF. Les études menées directement par l'Andra concernent les interfaces du conteneur avec le stockage (principalement avec les moyens de manutention) et son adaptation à l'ensemble des combustibles du modèle d'inventaire de dimensionnement.

4.2.2.1.3 Analyse de la réversibilité

La réversibilité se traduit par une gestion par étapes du processus de stockage. L'analyse de la réversibilité consiste à instruire, pour chaque étape du processus de stockage, les décisions possibles en matière de gestion des installations (passer à l'étape suivante, maintenir le stockage en l'état, revenir en arrière) et à identifier des critères associés à ces décisions :

- connaissance de l'état et de l'évolution du stockage,
- impact de la décision en matière de sûreté (notamment une décision d'attente),
- impact de la décision sur le niveau de réversibilité du stockage (complexification de l'observation ou du retrait des colis après franchissement d'une nouvelle étape),
- choix entre durabilité ou maintenance pour la conception de chaque composant relié à la réversibilité.

Cette analyse permet d'intégrer dans le concept de stockage des dispositions constructives favorisant la flexibilité de gestion des installations. On notera, par exemple, l'étude des possibilités de minimiser les jeux autour des colis, dans l'optique d'éviter, autant que possible, d'avoir à les combler lors de la fermeture de l'alvéole.

Pour chaque niveau successif de réversibilité, sa mise en œuvre opérationnelle conduit à étudier des procédés spécifiques : maintenance des ouvrages pour prolonger chaque étape, déconstruction des scellements, retrait des colis de stockage, démantèlement de ces colis pour parvenir à des unités transportables.

Décider de franchir une étape peut impliquer d'accepter une diminution du niveau de réversibilité. On peut alors penser qu'une telle décision suppose un progrès dans la confiance sur la compréhension de l'évolution du stockage. L'observation du stockage, à chaque étape, répond à cet objectif : les données acquises par l'observation pourront conforter les connaissances et les modélisations.

Aussi la conception du stockage comprend la définition d'un programme d'observation, accompagnant le déroulement du processus de stockage : quelles mesures réaliser, où, quand et sur quelle durée, compte tenu d'une part des phénomènes thermiques, hydriques, mécaniques, chimiques et radiolytiques, attendus dans chaque situation (en lien avec l'analyse phénoménologique des situations de stockage), d'autre part de la faisabilité technologique de mesure. Ce programme aboutit au choix et à la description des procédures ou des équipements d'auscultation qui pourront être mis en œuvre à chaque étape. L'intégration de l'observation dans la conception du stockage sera prise en compte dans la conception de certains composants, en particulier des scellements. Il est à noter que les équipements de mesure mis en place dans le stockage auront aussi pour objectif, comme dans toute installation industrielle, de surveiller les paramètres reliés à la sûreté.

Le dossier 2001 a permis d'identifier des pistes de développement de moyens d'auscultation, notamment dans le domaine des mesures physico-chimiques, et dans celui de la durabilité des capteurs et des moyens de transmission. Ce travail sera complété pour préciser les besoins en développements éventuels.

4.2.2.1.4 Etudes de sûreté et de sécurité en phase d'exploitation

L'analyse de sécurité et de sûreté en exploitation, conduite pour 2004, comprend :

- une analyse préliminaire de risques (APR), menée selon une méthode analytique visant un passage en revue aussi complet que possible des risques,
- la définition de scénarios d'exploitation, puis le traitement de ces scénarios (évaluation d'impact).

En outre, certains scénarios feront l'objet d'une analyse plus approfondie : risque incendie ; risques liés à la circulation ; risque d'ordre géotechnique ; risques liés aux poussières ou aux gaz ; chute en puits.

Certains aspects particulièrement dimensionnants pour les études de conception (notamment des colis de stockage et de la ventilation) sont traités :

- l'étude de la gestion des gaz radioactifs et de l'hydrogène susceptibles d'être relâchés par les colis,
- l'étude de la chute des colis de stockage B en alvéole, principalement dans l'option où ceux-ci sont gerbés,
- une modélisation des conséquences d'un incendie impliquant des colis B.

4.2.2.2 - Acquisition de connaissances

Le processus de conception, l'étude du fonctionnement du stockage et l'évaluation de sûreté reposent sur un ensemble de connaissances à acquérir qui constituent les données d'entrée du travail. La programmation des études de conception définit ainsi les délivrables nécessaires à leur avancement. Ces délivrables correspondent à des données, hypothèses et modèles issus du processus d'acquisition de connaissances.

L'Andra a retenu de structurer cette acquisition autour de trois points principaux :

- **colis** qui rassemble les données sur la nature et le comportement des colis de déchets (modèle d'inventaire, composition radiologique et chimique, modèles d'évolution...),
- **milieu géologique et biosphère** qui correspond à l'ensemble des données recueillies sur la roche argileuse, son environnement et les voies de circulation ou de transfert des radioéléments,
- **matériaux** qui réunit les données relatives au comportement des matériaux autres que la roche (acières, bétons...) ainsi que sur les éléments de barrière ouvrageée.

L'année 2001 a marqué un point important dans les recherches avec la production de référentiels scientifiques accompagnant le dossier de synthèse. Ces derniers mettent en lumière des acquis significatifs. Ils soulignent également des limites, conduisant ainsi à identifier les priorités de recherche et les voies de progrès scientifiques :

- propriétés de la zone endommagée,
- modélisation hydrogéologique d'ensemble,
- caractérisation de possibles hétérogénéités affectant la couche hôte,
- transport et rétention des radionucléides dans la couche hôte,
- caractérisation des eaux interstitielles,
- modèles de transfert des radionucléides dans la biosphère,
- mécanismes de relâchement à long terme des radionucléides et lien avec les colis.

Ces différents éléments ont contribué à structurer le programme de recherches pour les années à venir.

4.2.2.2.1 Les colis : inventaires et comportement à long terme

Les acquisitions de données sur les colis visent à disposer de déchets bien connus, conditionnés selon des procédés maîtrisés et dont les performances constatées, puis prévues sur le long terme, sont adaptées à la nocivité potentielle de chaque type de déchets.

Il s'agit de couvrir l'ensemble des déchets engagés par l'exploitation du parc électronucléaire français. Plusieurs hypothèses de gestion du cycle du combustible et du plutonium sont envisagées : retraitement des combustibles usés UOX, recyclage du plutonium dans des combustibles MOX, incorporation de plutonium dans les déchets de haute activité, stockage direct de combustibles UOX... Il s'agit aussi de prendre en compte les différents modes de conditionnement aujourd'hui mis en œuvre ou envisagés pour le futur au plan industriel. Ces différents éléments sont présentés dans le chapitre 1 avec les estimations de quantités correspondantes.

Les différents éléments rassemblés dans le cadre de ces études concernent les points suivants :

- nombre, typologie et caractéristiques des colis de déchets (données d'inventaire) ;
- suivi et contrôle de la production des dossiers de connaissance caractéristiques de chaque colis, établis par les producteurs sur spécification Andra, puis analysés et acceptés par l'Andra. Pour les colis en cours de production, le constat du suivi de la conformité des dispositions de fabrication par rapport à un référentiel codifié et l'acceptation du dossier de connaissances sont la base de l'agrément dit de niveau 1 ;
- comportement phénoménologique des colis de déchets à court, moyen et long terme (recherches pilotées par les producteurs avec le CEA sur cahier des charges Andra) ;
- définition des conditions de prise en compte des colis dans les études d'architecture de stockage avec la spécification de niveau 2 précisant les paramètres dimensionnants retenus dans les études. Ce point est abordé en lien étroit avec le volet conception puisque l'étude des architectures de stockage inclut l'ensemble des conditionnements susceptibles d'être appliqués aux colis.

4.2.2.2.1.1 Inventaire des colis primaires et dossiers de connaissance

Pour déterminer les volumes de déchets à prendre en considération, des hypothèses de production pour chaque famille de colis ont été définies en concertation entre l'Andra et les producteurs de déchets. Elles s'appuient sur plusieurs scénarios quant à la production d'énergie nucléaire, au retraitement des combustibles usés et au conditionnement des déchets.

Ces scénarios ne visent pas la représentation d'une réalité industrielle, mais la prise en compte de situations contrastées en matière de production de déchets. Ces situations doivent être englobantes et permettre un dimensionnement vis-à-vis de la conception d'un éventuel stockage. En 2000, quatre scénarios ont été établis, prenant en compte des schémas divers : poursuite de la pratique industrielle actuelle, retraitement des combustibles MOX, augmentation de la puissance thermique des verres, arrêt du retraitement pour un stockage direct des combustibles usés. Ils constituent les hypothèses retenues pour les principales évaluations.

Compte tenu de la diversité de familles de colis (une soixantaine de familles), il a été retenu de regrouper ces dernières en colis-types, représentatifs vis-à-vis des problématiques pour l'étude du stockage (conception). Les hypothèses précédentes permettent de préciser les volumes pour chaque type de déchet en retenant des valeurs majorantes.

Pour chaque famille de déchets, un dossier de connaissances récapitule les données disponibles sur cette dernière : contenu chimique et radiologique, géométrie et masse des colis, ... Ces dossiers de connaissances sont rédigés par les producteurs sur la base des spécifications de l'Andra, analysés et vérifiés par cette dernière. La transmission à l'Andra des dossiers a débuté en 2000 et se conclura par l'agrément de l'ensemble des dossiers en 2003, toutefois le processus d'échange d'informations se poursuivra pour faire vivre les dossiers correspondants au fil du temps.

L'essentiel du travail d'inventaire et de connaissance des colis primaires, en vue du dossier 2005, a été consolidé en 2002 par la finalisation du modèle d'inventaire de dimensionnement (MID). Ce modèle d'inventaire et de dimensionnement constitue désormais la base des études menées par l'Andra (cf. chapitre 1). Il incorpore les marges nécessaires pour se montrer robuste par rapport à d'éventuelles évaluations de l'inventaire et être englobant par rapport aux quantités de déchets à prendre en compte. On trouvera en annexe 5 une présentation de l'ensemble des familles de colis et de la structure du modèle.

Par ailleurs, les données rassemblées dans le cadre des dossiers de connaissance constituent l'une des bases du travail de conception et de prise en compte des différents colis. Les données retenues pour les

études sont répertoriées dans les spécifications dites de niveau 2. Les spécifications définissent ainsi le périmètre de validité et de pertinence des études au regard des colis primaires. Un colis sera considéré comme pris en compte dans les études si ces caractéristiques répondent aux spécifications de niveau 2. Ces spécifications doivent être finalisées pour septembre 2003.

Ce travail s'est appuyé sur l'examen des dossiers de connaissance. L'exploitation de ces derniers sera poursuivie en 2003 et 2004, afin de disposer du référentiel de connaissance le plus complet possible en support au dossier 2005. Dans le cadre de la mise en cohérence de l'ensemble du dossier 2005, les spécifications de niveau 2 seront mises à jour en 2005.

4.2.2.2.1.2 Comportement des colis

L'acquisition de connaissance sur le comportement phénoménologique des colis primaires s'effectue dans le cadre de recherches pilotées par les producteurs sur la base d'un cahier des charges émis par l'Andra. Cette acquisition est une donnée d'entrée de la modélisation des colis en situation de stockage. Au stade actuel, les recherches ont permis de déterminer des modèles de comportement pour l'ensemble des colis. Dans le cadre des analyses de sûreté, les performances retenues dépendent de la robustesse des modélisations effectuées. Les travaux à venir visent à préciser et consolider les performances retenues pour chacun des colis, notamment en liaison avec des comparaisons internationales. Cela permettra d'affiner ou d'amender les valeurs généralement pessimistes retenues dans le cadre du dossier 2001 Argile qui dressait un premier bilan des connaissances.

Par ailleurs, l'accent est aujourd'hui porté dans deux directions :

- la variabilité des différentes familles de colis,
- la génération d'éléments perturbateurs. On mentionnera : la production de gaz, essentiellement par radiolyse des matières organiques qui intervient d'une part sur la sûreté d'exploitation et sur la réversibilité du stockage, d'autre part sur les performances des barrières de confinement à long terme (notamment le colis de stockage) ; la dissolution de matières organiques, conjointement à celle des radioéléments, qui peut significativement influencer la mobilité de ces derniers ; enfin la production d'acides peut agir sur le comportement des matériaux environnants (bétons) et implique d'adapter leur formulation.

De manière générale, l'ensemble des travaux relatifs à la constitution de l'inventaire, à sa représentation sous forme d'un modèle d'inventaire, à la description du contenu et du comportement des colis et des colis-types fait l'objet d'une concertation avec le Commissariat à l'Energie Atomique, en tant que pilote de l'axe 3 des recherches sur l'entreposage et le conditionnement.

4.2.2.2.1.3 Comportement des radionucléides

La solubilité et la spéciation des radionucléides en fonction des conditions d'environnement chimique sont des données importantes dans l'évaluation de sûreté. Un acquis essentiel à fin 2002 est la base de données thermodynamiques, complète et validée après plusieurs années de développement.

Le programme de recherches à venir comprend :

- des calculs de spéciation, exploitant la base de données thermodynamiques, pour fournir aux calculs de sûreté réalisés en 2004 les limites de solubilité de chaque élément et une confirmation des espèces solubles prédominantes,
- une analyse de l'impact des matières organiques contenues dans les colis susceptibles d'être dissoutes.

Des études prospectives pour l'obtention de données à des températures supérieures au domaine de validité actuel (< 60-80°C) sont envisagées.

4.2.2.2 Milieu géologique et biosphère

4.2.2.2.1 Contexte général

Le milieu géologique est étudié de manière à évaluer ses performances de confinement, son comportement vis-à-vis des perturbations induites par la réalisation d'un stockage et sa stabilité géodynamique. L'objectif est de disposer d'une vue d'ensemble du site étudié, concernant la caractérisation de la roche hôte, mais aussi la description du comportement global du système géologique, notamment l'hydrologie du secteur.

La formation géologique étudiée dans le cadre du laboratoire souterrain de Bure est la couche argileuse du Callovo-Oxfordien, âgée de plus 150 millions d'années. Cette couche présente une extension latérale importante d'ordre pluri-kilométrique et une épaisseur d'environ 130 mètres. Elle se caractérise par une très faible présence d'eau et une très faible perméabilité (cf. notamment les derniers résultats de la comparaison conduite par le GDR FORPRO sur la mesure de la perméabilité des argilites). Plus largement, ce secteur géologique s'inscrit dans une zone non perturbée d'un point de vue tectonique et sans activité sismique. Une coupe géologique simplifiée en 3D, avec représentation du laboratoire souterrain, est présentée sur la figure 4.2.1.

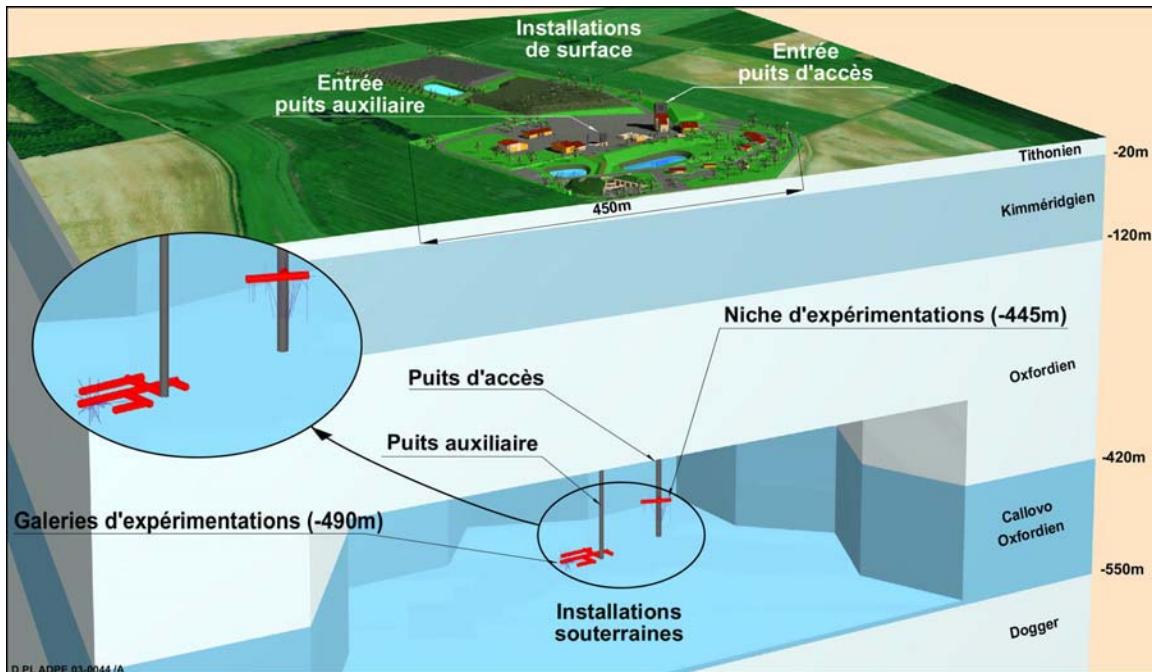


Figure 4.2.1 : coupe géologique 3D du site

Jusqu'à mai 2002, les recherches et acquisitions de connaissances menées sur le site du laboratoire ont été les suivantes.

- Travaux réalisés depuis la surface (levés géologiques, campagne de géophysique, forages) en 1999 et 2000. Dans ce cadre, la synthèse de la campagne de géophysique 3D à l'échelle du laboratoire a précisé le modèle géologique sédimentologique et structural local. Les forages hydrogéologiques ont permis de préciser le modèle hydrogéologique et de recalier le modèle prédictif des perturbations hydrauliques liées aux fonçages des puits du laboratoire.
- Les années 2001 et 2002 ont été consacrées :
 - à l'analyse des données collectées et à la constitution de dossiers de synthèse par unité de programme, avec principalement :
 - la synthèse de la géophysique 3D à l'échelle du laboratoire,
 - la synthèse des forages hydrogéologiques qui précise le modèle hydrogéologique local et permet le recalage du modèle prédictif des perturbations hydrauliques liées au fonçage des puits du laboratoire,
 - la synthèse des données issues des deux forages dans l'axe des puits du laboratoire qui complète et précise la connaissance géomécanique à la base du dimensionnement technique des puits,
 - l'exploitation des rapports de mesures du suivi scientifique des puits. Le programme scientifique accompagnant le suivi du fonçage des puits (début du fonçage en septembre 2000) a intégré un programme de travaux supplémentaires dans le Kimméridgien visant à contrôler, évaluer l'endommagement et suivre le comportement différé du milieu. La première synthèse a été finalisée au 1^{er} semestre 2002. Cette étape a bénéficié du partenariat avec le CNRS via le GDR FORPRO pour la caractérisation et la détermination de l'origine des eaux de formation des horizons poreux des calcaires oxfordiens, prélevées dans les forages de garde du puits principal sans contamination par des fluides techniques,
 - le suivi de la perturbation hydraulique dans l'Oxfordien calcaire a permis, fin 2001 et au premier semestre 2002, de contrôler les paramètres hydrodynamiques des niveaux producteurs

supérieurs et d'effectuer de premières analyses de la chimie des eaux. Le suivi de la perturbation hydraulique se poursuit ;

- à la conception technique des différentes expériences, qui a progressé avec la finalisation des spécifications générales et des spécifications détaillées.

L'année 2002 a vu la révision complète du programme expérimental suite à l'accident survenu en mai 2002. En effet, l'arrêt du chantier pendant plusieurs mois a rendu la planification antérieure caduque et a obligé à reprendre cette dernière. Sur la base des enseignements du dossier Argile 2001, une stratégie expérimentale revue de manière complète a été élaborée. L'objectif était de s'assurer que le maximum de données serait disponible en 2005 et que ces données permettraient de couvrir l'ensemble des problématiques importantes pour l'étude de la faisabilité à cette échéance. Pour chaque type de données importantes, les différentes modalités d'acquisition possibles ont été examinées pour sélectionner celles qui permettaient d'amener les données au plus tôt. La nature générale des expériences demeure la même, en effet les paramètres à acquérir et les moyens pour ce faire constituent des données d'entrée permanentes. En revanche, la localisation des expériences et la sélection des outils les plus pertinents pour les mener sont le fruit de l'important travail conduit à la fin de l'année 2002 et au début 2003. Au total, cela a permis de bâtir un schéma expérimental révisé qui tire au mieux parti des outils disponibles en exploitant la complémentarité entre chaque volet et en utilisant de la manière la plus complète possible les meilleures techniques disponibles. Il convient toutefois de souligner que si ce schéma doit a priori permettre d'amener une large masse de données, il s'inscrit dans un calendrier très tendu et par suite vulnérable aux aléas.

4.2.2.2.2 Les orientations du programme de recherche : acquis et perspectives

La définition des thèmes d'étude a tiré le bénéfice du bilan dressé en 2001. Le dossier produit à cette occasion a en effet souligné l'importance des acquis réalisés à ce jour, mais a aussi mis en évidence les efforts qui demeurent à accomplir pour 2005. Il en résulte les priorités de recherche pour les années à venir précisées ci-après.

- **Propriétés de la zone endommagée et maîtrise des perturbations**

Le dossier 2001 a souligné l'importance au regard de la sûreté à long terme d'une meilleure caractérisation de la zone endommagée (EDZ¹). Au stade actuel, on dispose de données limitées sur la perméabilité de l'argilite endommagée autour d'une excavation souterraine. La caractérisation de cette perméabilité est un objectif important. Les modèles de comportement sont par ailleurs nécessaires à la conception géotechnique des installations de stockage, et à la modélisation de l'évolution des ouvrages et des perturbations induites. La réduction des incertitudes actuelles (couplage hydro-mécanique, effet d'échelle...) s'effectue par des développements de nature mécanistique et par la poursuite de mesures sur échantillons. L'objectif est de réduire les incertitudes existantes quant au développement et l'évolution d'une zone endommagée et au comportement mécanique de l'argilite. Un autre objectif concerne la maîtrise de cette zone endommagée pour réaliser des ouvrages de scellement. Cela suppose de démontrer la capacité à interrompre la zone endommagée pour réaliser un ouvrage adapté (clé d'ancre).

- **Modèle hydrogéologique d'ensemble**

Le dossier 2001 a mis en exergue l'importance de la connaissance hydrogéologique de l'Oxfordien et du Dogger, formations aquifères encadrant le Callovo-Oxfordien, pour (i) déterminer les gradients hydrauliques à l'intérieur de la formation du Callovo-Oxfordien argileuse et le schéma hydraulique du stockage, et pour (ii) évaluer les transferts de radioéléments jusqu'aux exutoires naturels. Un modèle local et un modèle région/secteur prenant en compte les données existantes sont aujourd'hui disponibles. Toutefois, le nombre limité de données, en particulier sur le Dogger, entraîne des

¹ *Excavation Disturbed Zone*

incertitudes, à l'échelle du secteur et motive l'intérêt de calages complémentaires avec l'acquisition de données nouvelles.

- **Contexte géologique du site (modèle sédimentaire et structural, caractérisation de possibles hétérogénéités)**

Le dossier 2001 a montré que l'on disposait grâce aux différentes investigations, et notamment à la géophysique 3D conduite en 2000, d'une bonne vision d'ensemble du site et du secteur. L'ensemble des indices et données disponibles accrédite l'idée d'un milieu globalement homogène. Toutefois, certains points demeurent à préciser. D'une part, le modèle structural peut encore être affiné. D'autre part, la géophysique a mis en évidence dans le Dogger, couche située sous la couche hôte, trois discontinuités aux limites de la détection sismique. Il conviendra d'en préciser la nature exacte ainsi que leur éventuelle expression sous forme d'anomalies dans la couche du Callovo-Oxfordien.

- **Propriétés de rétention et de transport des formations géologiques du site**

Le dossier 2001 a souligné l'intérêt d'une caractérisation plus fine des paramètres de diffusion pour apprécier au mieux le rôle de confinement de la formation géologique. L'attention a en particulier été attirée sur (i) les coefficients de diffusion des anions (notamment I^- , Cl^-) et des cations, (ii) les variations éventuelles sur la hauteur du Callovo-Oxfordien.

- **Géochimie de l'eau interstitielle de l'argilite**

Pour les études et modélisation de l'évolution des colis et barrières ouvragées, les principaux besoins concernent la connaissance du système calco-carbonate et de la concentration en sulfates. Une première approche de la composition des eaux est aujourd'hui disponible. Le dossier 2001 a toutefois montré l'intérêt de préciser cette dernière. Pour les modélisations des transferts en champ lointain, les besoins concernent les composants susceptibles d'agir sur la sorption des radionucléides (pH, éléments compétiteurs, ligands complexants).

- **Modèles de transfert de radioéléments (et toxiques) dans la biosphère**

Afin d'évaluer la dose à l'homme à partir d'une activité présente à un exutoire naturel (rivière) ou artificiel (puits), il convient d'étudier la manière dont les radionucléides ayant atteint l'environnement de surface pourraient se disperser dans l'eau et les sols, de comprendre les phénomènes importants qui gouvernent les processus de transfert dans la chaîne alimentaire et d'estimer les expositions auxquelles pourraient être soumis les groupes potentiellement les plus exposés des générations futures. A ce stade, un modèle de biosphère tempérée est disponible. Au-delà, le programme comprend essentiellement : la modélisation d'autres biosphères de référence, représentatives de l'évolution du milieu naturel, l'acquisition de paramètres de transfert (phénomènes d'accumulation dans les sols et dans les plantes, rétention etc.), focalisée sur les radioéléments les plus pertinents (iode, chlore, césium, sélénium, technétium).

- **Evolution du milieu naturel**

Les études visent à fournir les schémas d'évolution probable de la géosphère et de l'environnement au cours des prochaines dizaines et centaines de milliers d'années sous l'effet des variations climatiques, pour en analyser l'incidence et la prendre en compte dans la modélisation, en particulier hydrogéologique, et dans les analyses de sûreté. Les thèmes traités sont l'évolution climatique et de la biosphère (dans un contexte de coopération internationale), l'évolution géomorphologique et l'évolution des sols.

4.2.2.2.4 Structure du programme expérimental

Pour aborder les différentes priorités de recherche, les outils expérimentaux sont variés. L'acquisition de connaissances doit donc être organisée de la manière la plus efficace possible pour apporter, à l'échéance de la loi, l'ensemble des données nécessaires à l'évaluation. Dans la suite du dossier 2001, l'Andra avait examiné l'ajustement du programme expérimental pour répondre au mieux aux priorités mises en évidence. Ce travail a servi de fil directeur pour la construction du programme expérimental révisé élaboré en fin d'année 2002.

Comme il a été indiqué précédemment, l'Andra a procédé à un examen détaillé du programme expérimental pour bâtir une stratégie d'ensemble tenant compte des décalages constatés. En particulier, les divers scénarios de déploiement des expériences ont été envisagés pour déterminer ceux qui étaient le mieux à même de produire des données dans les meilleurs délais. A cette occasion, un examen approfondi de chaque modalité expérimentale a été conduit pour sélectionner les plus pertinentes. Au terme de cette analyse aussi exhaustive que possible, une stratégie révisée a été mise en place. Elle repose sur les éléments suivants :

- échantillons prélevés et mesures réalisées dans le puits d'accès du laboratoire, tout en allégeant les mesures dans le puits auxiliaire (cf. figure 4.2.3 pour une vue aérienne du laboratoire),
- mesures réalisées dans la niche expérimentale creusée au niveau -445mètres dans le puits principal avec renforcement des expériences dans cette niche,
- mesures réalisées dans la galerie expérimentale creusée à partir du puits auxiliaire au niveau -490 mètres, ceci incluant les échantillons prélevés et mesures réalisées à partir de forages partant de cette galerie,
- mesures réalisées et échantillons prélevés à partir de forages de reconnaissance de surface situés sur ou à proximité du site du laboratoire,
- mesures réalisées et échantillons prélevés à partir de forages de secteur situés dans un rayon d'environ 20 kilomètres autour du laboratoire, ces forages visant notamment la consolidation des données hydrogéologiques, la reconnaissance à grande échelle de la formation, la caractérisation des temps de transfert et des données géochimiques,
- utilisation du laboratoire suisse du Mont Terri pour valider à grande échelle les modèles et données acquises sur le site du laboratoire de Bure.

La stratégie retenue se fonde donc sur une combinaison de ces différents éléments. Par ailleurs, il convient de noter que la gestion d'ensemble du programme permet de disposer de plusieurs outils pour aborder une même question. De même, il faut noter qu'en cas de limitation de la connaissance, des choix de conception peuvent permettre de traiter l'incertitude correspondante. A titre d'exemple, si le comportement en température de certains matériaux n'est pas connu, il est possible de retenir des architectures de stockage limitant arbitrairement la température dans les alvéoles de stockage en allongeant le cas échéant le temps de refroidissement des colis en entreposage. En complément, l'analyse de sûreté permet d'évaluer si les incertitudes résiduelles ont un impact notable sur les performances d'un stockage. Ainsi, la pertinence d'ensemble du processus de recherche s'apprécie en mettant en regard les trois volets : acquisition de connaissance, conception et sûreté.

4.2.2.2.4.1 Acquisitions sur le site du laboratoire

Les expérimentations sont centrées autour de trois outils principaux :

- les mesures réalisées dans le puits qui amènent principalement des données géomécaniques et des prélèvements d'échantillons de roches pouvant être soumis à analyse et expérience. Cela s'accompagne dans le puits principal d'un levé géologique complet de la paroi ;
- les expériences réalisées dans le cadre de la niche qui présentent une importance particulière du fait du caractère spécifique de cette zone dans l'argile (zone qui serait susceptible d'accueillir un scellement) ;

- les expériences réalisées en galerie expérimentale à partir du puits auxiliaire, accompagnées d'un forage de reconnaissance sur une longue distance.

Les hypothèses retenues sont le suivi complet du milieu géologique dans le puits principal, avec parallèlement le renforcement des expériences dans la niche, l'allégement du suivi scientifique dans le puits auxiliaire, l'ensemble s'accompagnant de mesures complémentaires sur échantillons. Ce dispositif permet également de donner la priorité à la réalisation de la galerie expérimentale à partir du puits auxiliaire concentrée sur l'expérience relative à une clé d'ancrage, la reconnaissance en grand de la formation par forage, les données mécaniques et de perméabilité. La niche se concentre pour sa part sur les essais sur la zone endommagée, la perméabilité, la géochimie de l'eau porale et la diffusion. La figure 4.2.2 présente une vue synthétique de la planification expérimentale.

Ainsi, pour la niche, il est prévu :

- une quinzaine de forages pour l'expérimentation de suivi du fonçage du puits. Ces équipements comprennent des mesures d'extensométrie, d'inclinométrie, des mesures géophysiques (vitesses des ondes), de dilatométrie et de champ de déformation,
- cinq à six forages pour la mesure de l'endommagement en paroi de galerie ou en intersection d'ouvrages (extensométrie, mesure microsismiques, mesures de perméabilité)
- deux forages spécifiquement dédiés aux mesures de perméabilité de la formation hôte et de la charge,
- des forages pour la caractérisation des fluides interstitiels (expérimentation de mesure pCO₂),
- des forages pour injection de tritium pour mesure de diffusion.

Le nombre de forages sera optimisé dans la phase finale de dimensionnement des expérimentations en fonction des disponibilités opérationnelles et du séquencement des opérations de creusements, forages, mesures et équipements. Outre les forages instrumentés, des mesures de convergence et des mesures sur cintres compléteront le dispositif.

Durant la phase d'installation des expérimentations dans la niche, le fonçage du puits sera stoppé (pour une durée estimée à environ six semaines en fonction des possibilités opérationnelles). A l'issue, le fonçage sera repris et le pilotage/suivi des expérimentations (prélèvements, injections, suivi des déformations) se fera en co-activité avec les activités de creusement.

Pour les premières galeries expérimentales au niveau principal – 490 mètres, creusées à partir du puits auxiliaire, l'effort sera concentré sur :

- la réalisation d'une clé d'ancrage qui sera directement adaptée de l'expérimentation similaire menée au Mont Terri dès 2003 (essai EDZ Cut Off). Cette expérimentation conduira à réaliser des saignées visant à interrompre la zone endommagée ainsi que six à dix forages d'instrumentation,
 - la reconnaissance en grand de la formation à partir d'un forage incliné qui aura pour direction et inclinaison celle prévue pour la galerie descendante. Ce forage aura pour objectif la reconnaissance de la formation hôte à l'aplomb des structures tectoniques identifiées avec la sismique 3D dans le Dogger,
 - l'acquisition de données complémentaires en géomécanique et hydrogéologie à partir d'une galerie expérimentale dédiée.
- *Evaluation de l'endommagement de l'argilite.*

Lors des opérations de creusement, un endommagement de la roche, associé à des modifications de ses propriétés hydrodynamiques, est susceptible de se produire. La maîtrise de cet endommagement ainsi que la connaissance du comportement différé sur le court terme de l'ouvrage et du milieu sont l'objet d'expérimentations.

Il s'agit d'une part d'étudier la réponse hydro-mécanique au creusement de l'argilite du Callovo-Oxfordien. Pour cela, le creusement du puits d'accès constitue un essai de type "mine-by test", destiné à caractériser en temps réel l'effet du creusement du puits sur les argilites. Cet essai baptisé REP sera

instrumenté depuis la niche à – 445 mètres, avant reprise du creusement vertical du Callovo-Oxfordien.

Le comportement à court terme et différé est ensuite obtenu par un suivi continu des instrumentations mises en place dans le cadre de cet essai (convergence de la niche et suivi de l'intersection puits-recette). Ces données sont complétées par celles obtenues avec les levés géotechniques réalisés lors du suivi au fond et les mesures associées.

Enfin, en complément des moyens précédents, la réponse hydro-mécanique au creusement de l'argilite et la zone endommagée est également caractérisée en galerie par des sections géomécaniques renforcées (SMR) dans la niche et au niveau principal du laboratoire à –490 mètres. Ces essais s'attachent à caractériser la zone endommagée tant du point de vue mécanique en particulier par des méthodes géophysiques que du point de vue de ses propriétés vis-à-vis du confinement (perméabilité, oxydation...).

Par ailleurs, au programme expérimental de l'Andra sera associé le programme d'expérimentations du GDR FORPRO sous la forme d'un « Observatoire Interdisciplinaire de l'EDZ : initialisation, suivi, extension et cicatrisation ». Cet observatoire fédère la quasi-totalité des équipes du GDR en focalisant leurs recherches en laboratoire souterrain sur un objet unique, la zone d'endommagement apparaissant en paroi de tout ouvrage souterrain (galeries, puits, forages) et susceptible de constituer sur le long terme un chemin préférentiel des eaux favorisant le retour de radionucléides vers la surface et la biosphère.

Il s'agit d'autre part d'étudier la possibilité de limiter l'endommagement en paroi de galerie au moment de sa construction et de vérifier la faisabilité d'une méthode d'interruption de la zone fracturée. Pour cela, un essai spécifique de clé d'ancrage d'un scellement est prévu au niveau principal du laboratoire (puits auxiliaire).

Afin d'assurer l'efficacité du scellement des ouvrages d'un éventuel stockage vis-à-vis d'un court-circuit hydraulique empruntant la zone fracturée et endommagée, la solution adoptée par l'Andra dans ses concepts est d'interrompre l'EDZ au droit des scellements. Cette solution consiste à pratiquer une surexcavation (« clé d'ancrage ») où l'argilite fracturée ou endommagée est remplacée par un matériau ouvrage de faible perméabilité. La faisabilité et la performance de ce type d'ouvrage, notamment en ce qui concerne la mise en œuvre d'un matériau de remplissage, ont été démontrées dans le cadre de l'essai TSX au Canada à l'URL.

Des études récentes, se fondant sur des simulations numériques, ont analysé les principaux paramètres influençant le développement de l'EDZ pour différents modes de creusement et de soutènement, puis lors de la réalisation des surexcavations. Elles ont permis d'imaginer des solutions permettant d'éviter l'apparition de l'EDZ et/ou de la recouper par un matériau très peu perméable. La solution consistant en des saignées radiales de faible épaisseur (< 50 cm) recouvrant la zone endommagée et remplies de briques d'argile gonflante apparaît clairement comme apportant la meilleure efficacité globale des ouvrages de scellement d'un point de vue hydraulique. En effet, la géométrie de la saignée permet de ne pas créer un endommagement supplémentaire significatif et le gonflement du matériau de remplissage engendre un reconfinement de la roche. La réalisation de telles saignées sera l'un des objets de l'essai sur la clé d'ancrage.

- *Reconnaitre le milieu géologique et disposer d'éléments sur l'éventualité de la présence dans l'argilite de discontinuités.*

Le suivi du creusement des puits ou des galeries, l'observation et la réalisation de mesures ou prélèvements permettent de reconnaître les milieux géologiques traversés et donnent accès à de nombreuses informations. Il s'agit d'observer en grandeur réelle le milieu géologique et de réaliser des levés géologiques permettant de conforter *in situ* la modélisation.

A cet égard, le suivi géologique du puits permet de compléter la connaissance géologique et structurale des formations traversées en permettant différents changements d'échelles : du forage au puits et par corrélation des observations en puits avec les mesures obtenues par la sismique 3D¹. Cela sera complété par les observations au fond et les outils de reconnaissance déployés dans ce cadre, notamment la réalisation d'un forage de reconnaissance depuis la surface à l'aplomb d'une anomalie détectée dans le Dogger.

- *Disposer des éléments de confirmation des hypothèses retenues sur les propriétés du milieu*

Les expérimentations visent à acquérir des données permettant de conforter les paramètres obtenus sur échantillons prélevés dans les forages depuis la surface (en donnant alors accès à une échelle plus grande) ou d'étayer certaines hypothèses formulées quant au comportement de la formation hôte :

- pour ce qui concerne la caractérisation géomécanique, des essais en contraintes/déformations sont prévus ainsi que des essais de fluage. Il s'agit d'obtenir des données consolidées en contraintes/déformations immédiates et à court terme par des essais expérimentaux, confortant la connaissance des modules de déformation de l'argilite. En outre, il s'agit à l'aide de mesures réalisées lors du suivi géotechnique de valider progressivement les modèles à court terme de comportement hydromécanique calés sur échantillons. Ces expériences sont réalisées principalement dans le cadre des sections géomécaniques renforcées au niveau de la galerie expérimentale et de la niche ;
- pour ce qui concerne les propriétés hydrodynamiques, la pression intersticielle et la perméabilité sont les principaux paramètres mesurés. Il s'agit en particulier de vérifier les valeurs déterminées à partir des forages de surface et d'échantillons. Ces essais sont réalisés principalement à partir de la niche expérimentale et des sections renforcées dans la galerie. Ils sont complétés par les mesures dans les forages de secteur ou de reconnaissance ;
- pour ce qui concerne les propriétés de rétention et la diffusion chimique, plusieurs opérations de traçage dans des forages courts sont prévues à partir de la niche. Ces essais seront a priori réalisés en utilisant le tritium. Ils seront menés (i) avec une eau synthétique dont la composition correspond à l'état de la connaissance géochimique sur les eaux du Callovo-Oxfordien et (ii) à la pression intersticielle. Cela permettra de diminuer les durées d'équilibration et de disposer de données dans le calendrier imparti. Par ailleurs, les mesures sur échantillons seront développées et des essais de validation seront conduits au Mont Terri permettant par ailleurs de justifier le passage de l'échelle de l'échantillon à des tailles supérieures ;
- pour ce qui concerne la caractérisation géochimique, il s'agit ainsi de recueillir des données permettant d'accéder à la composition de l'eau intersticielle (directement avec des analyses chimiques d'échantillons d'eau ou indirectement par mesure de paramètres contrôlant la composition de l'eau, pCO₂ par exemple). Les mesures seront conduites dans le cadre de la niche expérimentale. Par ailleurs, ces opérations seront complétées par les essais au Mont Terri pour valider les modèles de composition d'eau élaborés sur la base des échantillons du Callovo-Oxfordien ;
- pour ce qui concerne les propriétés thermiques sur échantillons, les principaux paramètres permettant de rendre compte du comportement de la roche sous l'effet d'une charge thermique concernent la conductivité thermique, les aspects thermo-mécaniques. Ces essais apparaissent en seconde priorité dans le programme expérimental et se fonderont principalement sur la validation à grande échelle au Mont Terri des mesures réalisées sur échantillons issus du Callovo-Oxfordien.

Le programme expérimental en laboratoire souterrain vise ainsi à disposer des données essentielles pour la constitution du dossier 2005. La stratégie d'acquisition de connaissance proposée est le fruit

¹ soit de l'échelle décimétrique à pluri-métrique, hectométrique et pluri-hectométrique.

d'une optimisation d'ensemble du programme expérimental et doit permettre de lever les principales incertitudes. Il convient toutefois de noter que ces incertitudes peuvent également être examinées soit au travers de dispositions de conception, soit par des analyses de sensibilité dans le cadre des modélisations et simulations numériques. Par ailleurs, il va de soi que le programme expérimental présenté ci-dessus pourrait être prolongé au-delà de la fin de 2005 avec des acquisitions de données étendues en durée et en échelle, dans l'hypothèse où une suite serait donnée au-delà de 2006 quant à l'étude et l'optimisation du stockage et de son développement.

Figure 4.2.2 : Planification des expérimentations

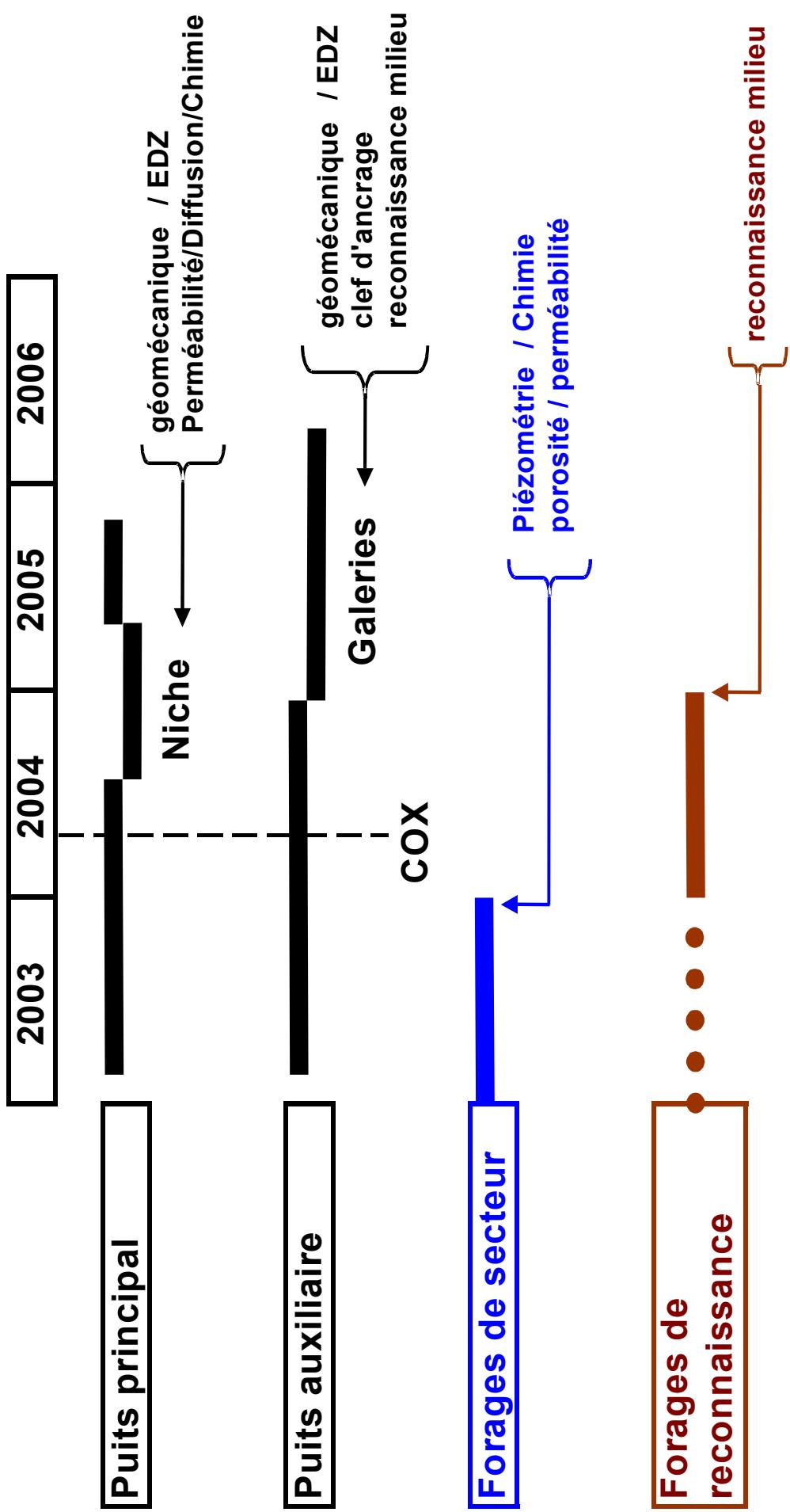




Figure 4.2.3 Vue aérienne du laboratoire

Les principales données expérimentales et les modalités d'acquisition correspondantes sont décrites dans le tableau infra.

Nature des données	Modalités
Caractérisation géomécanique et réponse de l'argilite au creusement et zone endommagée	L'étude de la réponse hydro-mécanique de l'argilite au creusement du puits d'accès (REP) constitue une expérimentation essentielle. Elle consiste en un « mine-by test », destiné à caractériser en temps réel l'effet du creusement du puits sur les argilites. Cet essai est instrumenté depuis la niche à -445m, avant reprise du creusement vertical du Callovo-Oxfordien. Des essais de même nature sont réalisés en galerie de manière à disposer de données reflétant la diversité du milieu.
Réalisation d'une clé d'ancre	Il s'agit de tester la capacité à interrompre la zone perturbée autour des ouvrages pour constituer ensuite la base à même de sceller les ouvrages considérés et de reconstituer la continuité du milieu.
Mesures de perméabilité et de pression	Il s'agit de déterminer les paramètres importants pour les paramètres de transport au sein de la formation du Callovo-Oxfordien. La charge hydraulique et la perméabilité sont les principaux paramètres à déterminer.
Caractérisation de la diffusion chimique et de la rétention	Il s'agit de confirmer les modèles de diffusion déterminés sur échantillons. Ces expériences se feront en coopération entre le laboratoire souterrain et celui du Mont Terri par injection d'éléments radioactifs dans des forages. L'injection sera suivie et la présence de traceurs dans la roche sera mesurée afin de déterminer les paramètres caractéristiques de la diffusion.
Analyse de la composition chimique des eaux	Il s'agit de recueillir des échantillons d'eau dans des conditions maîtrisées ou des données sur les paramètres contrôlant la composition des eaux interstitielles et de conforter les données nécessaires aux modélisations nécessitant les caractéristiques de l'eau.
Réponse de l'argilite à la contrainte thermique	Il s'agit de préciser la phénoménologie du comportement de l'argilite, liée à l'effet de la température, ainsi que les paramètres qui lui sont associés : conductivité thermique, mesure de l'évolution des caractéristiques thermo-hydrauliques et thermo-hydro-mécaniques. Ce travail peut être réalisé sur échantillon, in situ ou en liaison avec le laboratoire du Mont Terri.

Tableau de synthèse des principaux types d'acquisition de données

4.2.2.2.4.2 Acquisitions de données à l'échelle du secteur

Le dossier 2001 a mis en évidence l'importance d'une fiabilisation accrue des modèles hydrogéologiques. Pour ce faire, un programme de reconnaissance par forages depuis la surface, de l'hydrogéologie de l'Oxfordien et du Dogger a été précisé. Il se concentre sur quelques objectifs centraux, à l'échelle du secteur : d'une part disposer de mesures de charge et perméabilité dans l'Oxfordien et le Dogger sur un axe Est-Ouest, d'autre part compléter les analyses chimiques et isotopiques disponibles. La priorité du programme de reconnaissance par forages à l'échelle du secteur est de fournir les données permettant d'améliorer les modélisations hydrogéologiques nécessaires à la réalisation des calculs de sûreté de 2004 (charges, gradients, temps de transfert dans les aquifères). En outre, le programme permettra de préciser la variabilité géologique (à l'ouest et au nord du secteur) par l'analyse des enregistrements diagraphiques et le prélèvement d'échantillons (carottes).

Le programme de forages à l'échelle du secteur comprend la réalisation de sept forages destructifs partiellement carottés, profonds de 350 à 850 mètres, non pérennes, sur quatre plate-formes. Les

forages visent selon les cas le Dogger ou l'Oxfordien calcaire. Les résultats hydrogéologiques seront disponibles pour être intégrés aux modèles qui sous tendront l'évaluation de sûreté de 2004. Les forages ont été positionnés sur ou à proximité de profils sismiques 2D existants afin de faciliter leur interprétation et de compléter le modèle géologique conceptuel. En outre, des carottages seront réalisés dans le Callovo-Oxfordien. La disposition des forages est présentée en figure 4.2.4.

Les évaluations concernant les temps de transfert bénéficieront en particulier du développement de méthodes de datation des eaux souterraines anciennes (couplage ^{81}Kr , ^{36}Cl et ^{14}C) en partenariat avec le GDR FORPRO.

Résultats recherchés	Mesures envisagées
<p><u>Formations calcaires (Oxfordien, Dogger)</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ▪ charge piézométrique → calage du modèle ▪ lithologie, porosité, détection des venues d'eau ▪ perméabilité globale ▪ teneurs en traceurs géochimiques ▪ retraitement de profils sismiques calés → variabilité spatiale continue des faciès (Hp) 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ charge piézométrique ▪ diagraphies différées ▪ tests hydrogéologiques ▪ prélèvements de l'eau de formation ▪ profil PSV
<p><u>Callovo-Oxfordien</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ▪ profil lithologique → propriétés confinement, géomécaniques ▪ tous paramètres mesurables sur échantillon 	<ul style="list-style-type: none"> ▪ diagraphies différées ▪ sections carottées

Tableau sur les mesures réalisées dans les forages de secteur

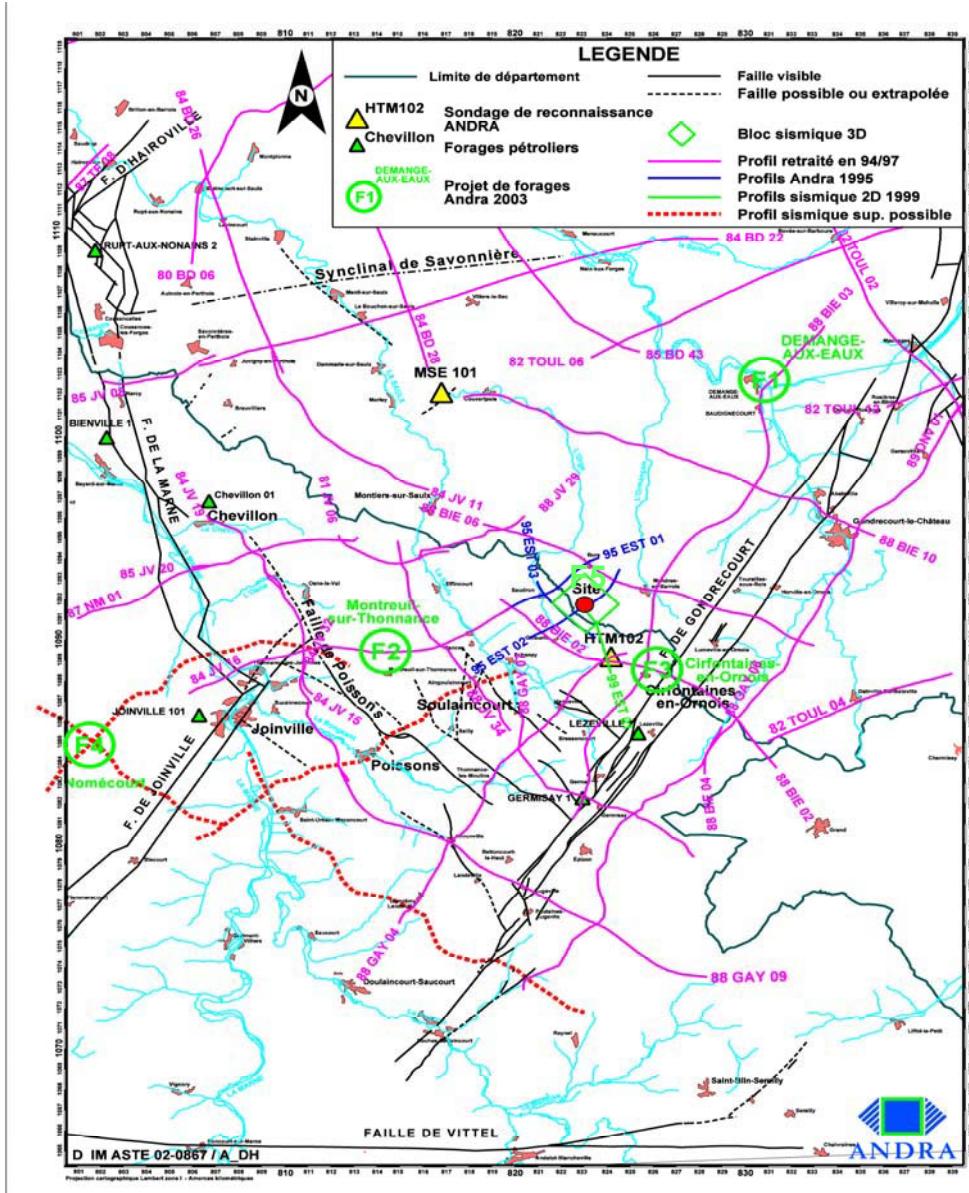


Figure 4.2.4 Carte des plates formes de forage

L'emplacement des forages a été recherché en respectant au mieux les critères suivants :

- être dans le secteur du laboratoire comprenant la zone équivalente de transposition ou les exutoires locaux de l'Oxfordien,
- être, pour les mesures de caractéristiques hydrogéologiques, à plus de 5 km de chacun des 3 forages existants afin d'augmenter le poids de ces données dans les modèles,
- être sur ou à proximité immédiate, de lignes sismiques pétrolières 2D pour améliorer le calage des retraitements, de façon à obtenir une vision en continu de la géométrie des ensembles sédimentaires (limites de couches, failles...) et de l'évolution pétrophysique des formations, en particulier de l'Oxfordien calcaire, grâce à une inversion stratigraphique,
- permettre le recueil de données de qualité satisfaisante pour l'estimation des temps de résidence de l'eau par traceurs isotopiques.

Il est prévu de faire deux forages par plate-forme (un forage « Oxfordien » et un forage « Dogger »), sauf pour la plate-forme la plus au sud spécifiquement dédiée aux analyses géochimiques des fluides dans l’Oxfordien. Le programme scientifique comprendra les éléments suivants.

Dans les formations calcaires (Oxfordien, Dogger) :

- la mesure de la charge piézométrique,
- la réalisation de tests hydrogéologiques pour déterminer la perméabilité globale,
- le prélèvement de l’eau de formation pour caractérisation géochimique,
- la réalisation de diagraphies différentes pour caractériser la lithologie et la porosité des formations carbonatées de l’Oxfordien,
- la réalisation de profils PSV pour caler les profils sismiques pour étudier la variabilité spatiale des pétrofaciès les plus poreux.

Dans le Callovo-Oxfordien :

- la réalisation de diagraphies différentes pour acquérir un profil lithologique,
- la réalisation de carottages partiels dont l’objectif est :
 - la mise en évidence d’éventuelles lacunes de sédimentation et leurs genèses (ravinement, non-dépôts),
 - l’étude de l’évolution de la sédimentation vers l’ouest pour mieux définir la zone équivalente de transposition.

Au total, ce programme de forages constitue un outil précieux pour consolider le modèle hydrogéologique, apprécier la variabilité latérale de la formation et contribuer ainsi à la transposition des données, acquérir des données sur les perméabilités et la chimie des eaux.

Par ailleurs, un second volet du programme d’acquisition à l’échelle du secteur concerne les forages de reconnaissance réalisés depuis la surface et visant à préciser la connaissance globale du site. A cet effet, et dans un premier temps, un programme de reconnaissance par forage dirigé oblique des anomalies identifiées dans le Dogger par la sismique 3D a été élaboré pour réalisation au cours de 2004. Ces investigations de surface devraient à la fois permettre de compléter les données existantes, mais aussi d’évaluer la nature réelle des structures observées dans le Dogger et de caractériser ces dernières le cas échéant. Ces travaux sont planifiés à la fin de l’année 2003 après la fin de la campagne de forages de secteur présentée ci-dessus.

Dans la mesure où l’on souhaite reconnaître un secteur d’une largeur estimée à une centaine de mètres, un forage dirigé oblique est prévu dont la partie rectiligne terminale sera carottée (cf. figure 4.2.5). Ainsi, il a pour but :

- de reconnaître l’expression des discontinuités sismiques dans le Dogger,
- de reconnaître la variabilité sédimentologique et pétrophysique des formations traversées et en particulier de la formation hôte à une distance pluri-hectométrique du laboratoire,
- d’acquérir des données de charge et de perméabilité dans la formation du Dogger.

Le programme de mesure comprendra, outre le levé géologique des cuttings et des carottes, un ensemble de diagraphies complet comportant des imageries et des mesures de porosité CMR. Un profil sismique vertical permettra de vérifier le calage de la sismique 3D. Le Dogger sera caractérisé du point de vue perméabilité par un pompage global, et des mesures entre obturateurs cerneront les propriétés hydrogéologiques des structures éventuellement identifiées. Un équipement de mesure de pression permettra de suivre la charge du Dogger après rebouchage du forage et réhabilitation de la plate-forme. En fonction des résultats obtenus, l’extension de cette démarche à d’autres forages (visant le Callovo-Oxfordien) sera évaluée.

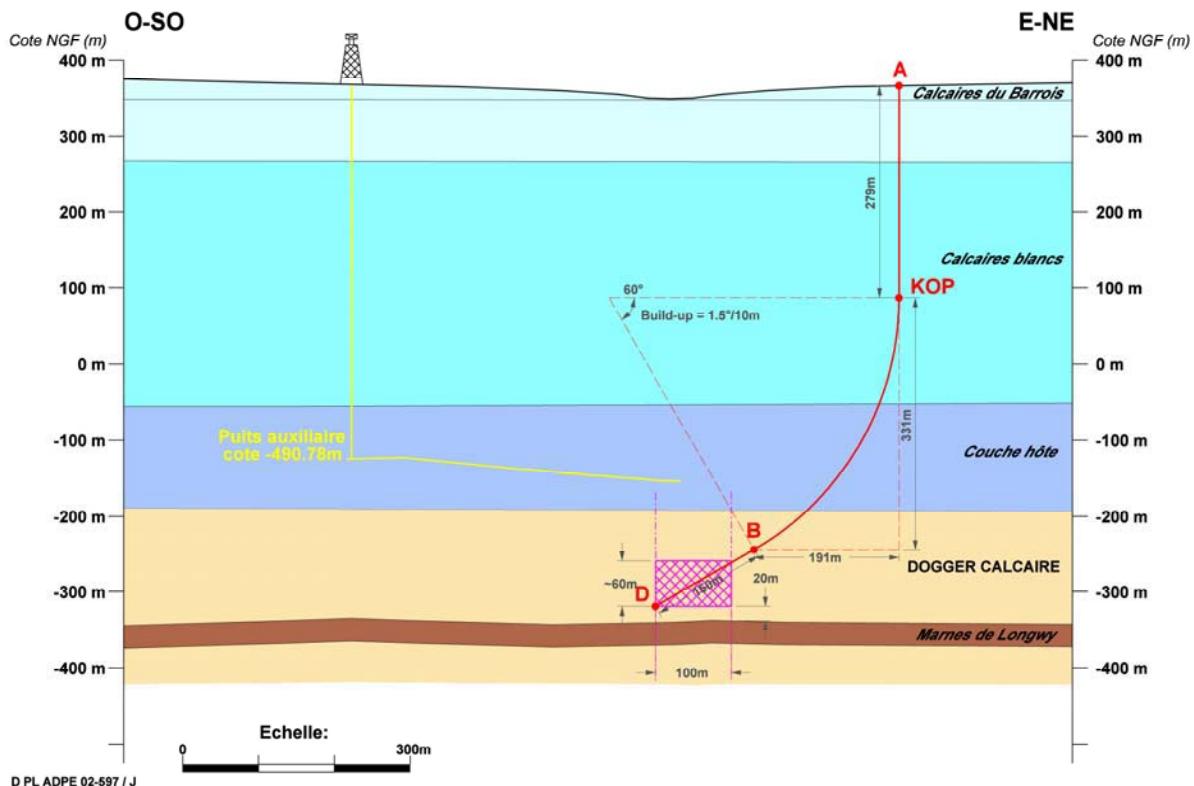


Figure 4.2.5 Schéma de principe du forage incliné

L'ensemble des dispositions précédentes concourt également à la démarche globale de transposition des données du laboratoire à une zone plus large. Cette dernière a été engagée en 2001 avec la définition de critères simples. Cette démarche sera développée, notamment au moyen du retraitement de la sismique 2D autorisé par les nouveaux forages, de l'ensemble des observations prévues à cette occasion et des moyens géostatistiques mis en œuvre à partir de ces observations et mesures.

4.2.2.2.2.4.3 Préparation des expériences et validation des modèles sur le laboratoire suisse du Mont Terri

Le laboratoire suisse du Mont Terri joue un rôle important dans le programme expérimental et ce à un double titre. Compte tenu de la proximité forte entre les argiles du Mont Terri et celles du Callovo-Oxfordien, le laboratoire du Mont Terri peut être utilisé à la fois pour préparer les expériences (notamment en termes de méthodologie) qui seront développées à Bure, mais aussi pour valider des modèles qui peuvent être transposés à partir des données obtenues sur le site de Bure.

En l'état, les recherches conduites sur le site de Bure ont permis d'acquérir de nombreuses données sur échantillons ou à une échelle limitée (à partir de forages de suivi et d'investigation par exemple). Ces données ont permis de développer une compréhension des propriétés de la roche et de concevoir des modèles susceptibles de rendre compte de ces dernières. La principale incertitude est relative aux éventuels effets d'échelle qui pourraient se faire jour dans le passage d'un ordre de grandeur décimétrique à des ordres de grandeur décamétriques. Dans ce cadre, le laboratoire du Mont Terri constitue une aide précieuse. En effet, des expériences peuvent être conduites spécifiquement pour tester à plus grande échelle la validité des modèles mis au point sur le site de Bure. En effet, si les modèles conçus pour rendre compte des données sur le Callovo-Oxfordien se transposent (ou s'adaptent) dans le cadre d'expériences au Mont Terri, on pourra en tirer une confiance satisfaisante en

la pertinence de ces modélisations et des extrapolations qui pourront être déduites des résultats du laboratoire.

- **Zone endommagée et scellement**

En prolongement des études de conception du scellement et du programme de développement d'outils pour caractériser et modéliser l'endommagement, l'Andra réalisera au Mont-Terri un essai de clé d'ancrage. Il s'agira de :

- montrer que l'on est capable de réaliser un ouvrage interceptant l'EDZ dans une galerie creusée sans précaution particulière,
- tester la faisabilité de la mise en place, dans une saignée en voûte de galerie, de blocs d'argile gonflante ouvragée (reprise sur cet aspect de l'essai TSX, dans une géologie et une géométrie différente),
- évaluer les effets sur le massif de l'exercice d'une pression de confinement sur les bords de la saignée.

Concrètement, cette expérimentation se déroulera dans une galerie d'une vingtaine de mètres qui sera creusée spécifiquement pour l'essai. Elle consistera à réaliser deux demi saignées de quelques dizaines de centimètres de large et de deux mètres à deux mètres cinquante de profondeur sur une section de galerie courante. L'une sera remplie de matériaux (briquettes de bentonite compactée) et l'autre sera remise en pression. Pour des raisons pratiques (temps de resaturation de la bentonite), la remise en pression sera effectuée au moyen d'un dispositif mécanique. L'efficacité de cet ouvrage sera testée en vérifiant que la création de la saignée n'a pas prolongé cette EDZ et que la remise en pression restaure l'efficacité de la formation géologique.

Les auscultations et instrumentations installées permettront de :

- caractériser l'extension et l'intensité de la zone endommagée au droit de chacune des saignées,
- suivre les effets de la réalisation de la saignée,
- mesurer en continu les évolutions des caractéristiques du massif avant, pendant et après la réalisation de la saignée en mettant en œuvre des méthodes d'investigations géophysiques,
- analyser la distribution de la fissuration.

Cette expérimentation est programmée pour le second semestre de l'année 2003 et les premières analyses sur l'efficacité de cette solution seront disponibles au premier trimestre 2004. Elle permettra d'appréhender l'efficacité d'une opération de ce type dans le laboratoire de Bure, dès lors que la faisabilité en aura été établie dans des conditions équivalentes au Mont-Terri. On disposera alors pour l'argilite du Callovo-Oxfordien d'une technique opérationnelle portant sur la réalisation d'un composant du scellement, de modélisations validées, de visualisations de l'endommagement et d'une expérimentation d'interruption de la zone endommagée.

- **Diffusion**

L'étude de la diffusion et de la rétention chimique dans les argiles à Opalinus du Mont Terri permet de conforter les capacités prédictives des modèles de migration développés pour les argilites du Callovo-Oxfordien. Trois étapes, détaillées ci-dessous, jalonnent cette démarche.

La première étape consiste à réaliser, en laboratoire de surface, des tests en cellule de diffusion sur échantillon, pour trois types de traceurs caractéristiques de trois comportements vis-à-vis de la roche. Il s'agit de :

- traceurs représentatifs du comportement de l'eau, donnant accès au coefficient de diffusion et à la porosité de la roche du fait de l'absence d'interaction avec les solides ;
- traceurs anioniques soumis à une répulsion électrostatique du fait de la présence de charges négatives sur les feuillets argileux, et donnant des informations sur la porosité accessible à la diffusion ;
- traceurs cationiques réagissant chimiquement avec la roche, donnant accès au coefficient de retard.

Dans ce cadre, une première estimation existe des paramètres de la diffusion aussi bien pour les argilites du Callovo-Oxfordien que pour les argiles à Opalinus. Les valeurs obtenues sont du même ordre de grandeur pour les deux sites, ce qui renforce l'idée d'utiliser les argiles du Mont Terri comme analogue des argilites de Meuse/Haute-Marne. Les modèles de transport et rétention actuels sont développés à partir de ces résultats sur échantillon.

La deuxième étape correspond à la réalisation de tests *in situ* afin de vérifier la représentativité des résultats obtenus sur échantillons et renforcer les capacités prédictives des modèles de migration. En effet, les mesures en cellule de diffusion pourraient être affectées d'une erreur plus ou moins importante en raison :

- de perturbations mécaniques engendrées sur l'échantillon ;
- d'incertitudes sur la composition chimique de l'eau interstitielle ;
- d'effets d'échelle.

Ce type d'expérience a déjà été mené à trois reprises dans les argiles à Opalinus du Mont Terri. Il s'agit des expérimentations DI, FM-C et DI-A qui se sont déroulées entre 1998 et 2002. L'Andra, ayant participé à ces trois expériences, bénéficie, outre de l'ensemble des résultats scientifiques, d'un précieux retour d'expérience du point de vue technologique (équipement, outils de forage), méthodologique (qualité des profils d'échantillon) et dimensionnement (modélisations prédictives).

L'expérimentation DI a mis clairement en évidence une excellente adéquation entre les coefficients de diffusion obtenus à partir des tests en laboratoire de surface et ceux issus des essais en laboratoire souterrain pour l'eau tritiée. De plus, l'expérimentation DI-A permettra de vérifier dès mi-2003 si le bon accord observé pour HTO se confirme pour les espèces anioniques et cationiques suite à l'analyse des profils de diffusion en iodé et en césum.

L'expérimentation DI-A a, par ailleurs, déjà démontré que les mesures de concentrations en traceurs (HTO, I, Na et Cs) dans la chambre d'injection des forages au cours du temps se superposent parfaitement avec les courbes de décroissance du signal d'injection calculées à partir des modélisations prédictives. Ainsi, on dispose d'une bonne connaissance des processus de diffusion (exclusion anionique – rétention chimique) et d'outils de modélisations opérationnels pouvant être utilisés pour prédire la migration par diffusion des radioéléments. Ces résultats sont utilisés pour le dimensionnement des expérimentations dans le laboratoire de Meuse/Haute-Marne.

La troisième étape comprend des tests complémentaires sur échantillons car seul un nombre restreint de radionucléides peut être testé *in situ* en raison de la compatibilité entre la distance de diffusion de l'élément étudié et la durée d'un test de diffusion *in situ*. En conséquence, une palette plus large de radioéléments, incluant en particulier des espèces fortement sorbées fera l'objet d'essais en laboratoire de surface pour affiner les connaissances sur la rétention chimique. Ces tests ont déjà débuté et se poursuivront jusqu'en 2004 (programmes de rétention « Kd » et de comportement des traceurs anioniques et cationiques).

En conclusion, les essais de diffusion, menés au Mont Terri dans un environnement géologique et dans des conditions expérimentales comparables à ce qui sera réalisé dans le laboratoire de Meuse/Haute-Marne, permettent de conforter à grande échelle la validité des modèles développés pour la diffusion des radionucléides dans les argilites du Callovo-Oxfordien. En effet,

- les coefficients de diffusion de HTO obtenus en laboratoire de surface et *in situ* présentant une bonne corrélation (Mont Terri), permettent d'accorder une bonne confiance aux valeurs de coefficients de diffusion issus des tests en cellule sur les argilites du Callovo-Oxfordien ;
- les résultats des simulations actuelles fondées sur des modèles de migration développés à partir des paramètres de diffusion obtenus sur échantillons sont en bonne adéquation avec les résultats obtenus *in situ* grâce aux expériences de diffusion. Les capacités prédictives des modèles peuvent ainsi être jugées comme robustes.

• Géochimie

Les expériences menées dans le laboratoire du Mont Terri ont permis de développer une grande confiance dans les modèles construits à partir des résultats sur échantillons. La caractérisation de l'eau interstitielle des argiles à Opalinus du Mont Terri a été menée entre 1996 et 2000 à partir de trois types d'approches :

- analyse d'eau extraite par pressage d'échantillons carottés,
- analyse d'eau de lixiviation d'échantillons carottés,
- analyse d'eau prélevée en forage.

Chacune de ces approches apporte une contribution partielle à la caractérisation de l'eau interstitielle. A partir de ces contributions, une vision globale cohérente a été construite à l'aide de modélisations fondées sur l'hypothèse réaliste que l'eau interstitielle est à l'équilibre avec son encaissant. Les principales imprécisions affectant cette description concernaient l'état redox et l'état du système des carbonates de l'eau interstitielle. Ces imprécisions étaient dues à l'oxydation de la pyrite des carottes et de la paroi des forages par l'oxygène de l'air. En 2002, une première voie d'amélioration a été testée au Mont Terri lors de la mise en route d'une nouvelle expérimentation destinée à caractériser l'eau interstitielle : l'expérimentation "Porewater Chemistry" (PC). Ces tests ont démontré la faisabilité de cette technique et son efficacité pour éviter l'oxydation des pyrites, tant sur la paroi du forage que sur les carottes. Les résultats en cours d'acquisition sont cohérents avec la vision globale de la composition de l'eau interstitielle et permettent de réduire les imprécisions. Ces différents résultats permettent de disposer aujourd'hui de modélisations assez robustes de la composition de l'eau interstitielle et cohérentes avec les mesures réalisées *in situ* pour le Mont Terri.

Dans le cas du Callovo-Oxfordien, les travaux déjà réalisés sur des échantillons carottés dans les grands forages ont permis :

- l'analyse d'eau de pressage ;
- l'analyse d'eau de lixiviation ;
- des mesures de la pCO_2 ;
- des mesures de constantes d'échanges ionique ;
- la construction d'un modèle de contrôle de la composition de l'eau interstitielle.

Ces travaux montrent que les paramètres contraignant la composition des eaux interstitielles du Callovo-Oxfordien sont très voisins de ceux des argiles à Opalinus. Cette similitude permet de transposer les résultats obtenus (reconstitution de l'eau interstitielle par modélisation) dans le cas du Mont Terri au contexte géochimique du Callovo-Oxfordien avec une grande confiance en la robustesse du modèle retenu. On dispose ainsi d'une bonne estimation de la composition de l'eau interstitielle pour les argilites du Callovo-Oxfordien pour les principaux éléments.

• Thermique

Le programme expérimental mené au Mont Terri pour l'étude du comportement thermique des argiles à Opalinus, composé d'essais sur échantillons et d'expérimentations thermiques *in situ*, a pour but de caractériser les propriétés thermiques de la roche et de valider la modélisation du comportement thermo-hydro-mécanique à l'échelle des ouvrages.

Les trois expérimentations thermiques suivies ou initiées par l'Andra dans le laboratoire du Mont Terri sont :

- l'essai HE (Heater Experiment) ;
- l'essai HE-C (Heater Experiment-C) ;
- l'essai TER MOCK UP.

L'objectif principal de l'essai HE (Heater Experiment) est la caractérisation de la réponse THM d'une barrière ouvragee et de la formation hôte. L'instrumentation a été mise en place en 1999. Les travaux d'interprétation des résultats et de modélisation du comportement THM sont actuellement en cours de

réalisation par l'UPC (Université Polytechnique de Catalogne). De plus, cette expérimentation a permis de tester la réponse des capteurs de pression de pore, d'humidité relative, de déformations dans le cadre d'un essai thermique.

L'expérimentation HE-C (Heater Experiment-C) a pour objectif l'identification des propriétés thermiques de l'argile à Opalinus. Parallèlement, les Capteurs à Fibres Optiques (CFO) développés par le Laboratoire de Mesures Optiques du CEA sont testés. Autour d'une sonde chauffante entourée de bentonite, 15 capteurs de température ont été installés dans le massif dont 5 capteurs à fibres optiques couplés avec des capteurs de haute précision pour faciliter la comparaison des mesures.

L'expérimentation TER MOCK UP, en cours de conception, a pour objectif principal l'étude des phénomènes thermo-hydrauliques couplés dans la zone saine du massif. La conception de packers chauffants multi-étages placés dans un forage de 300 mm de diamètre représente le point technologique majeur à valider. Le comportement thermo-hydraulique du milieu sera analysé par l'UPC dans le cadre d'une collaboration avec l'ENRESA et les résultats seront confrontés au modèle retenu pour l'essai HE. L'essai TER MOCK UP est programmé pour le second semestre 2003 avec une phase de chauffe de 6 mois à 150°C. Ensuite, l'instrumentation du forage chauffant sera démantelée. Les premiers résultats d'analyse seront disponibles au cours du second semestre 2004.

L'ensemble de ces travaux apportera des éléments précieux transposables aux argilites de Bure.

4.2.2.2.5 Perspectives à l'horizon 2005

En conclusion des sections précédentes, et de manière synthétique, on peut passer en revue pour le milieu géologique les principales questions ouvertes, les outils disponibles pour y répondre et les résultats attendus pour 2005 :

- *création d'ouvrages et endommagement.* L'objet principal est la qualification et la quantification de la zone endommagée. Les outils principaux sont le suivi du creusement du puits depuis la niche et les sections géomécaniques renforcées dans la niche et la galerie. Par ailleurs, une expérience sur la possibilité de réaliser une clé d'ancrage, composant important d'un scellement, est menée d'abord au Mont Terri, puis reprise dans une galerie expérimentale du laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne. Les données essentielles sur la zone endommagée devraient donc être disponibles, ainsi que la démonstration de la possibilité d'interrompre cette dernière. Pour les données de long terme nécessaires à l'optimisation du dimensionnement, des mesures complémentaires pourraient avoir lieu par la suite ;
- *transferts dans les aquifères.* Le but est de réviser le modèle hydrogéologique pour consolider ce dernier. L'outil principal est le programme de forages de secteur qui sera conduit en 2003. Ce dernier mettra en œuvre l'ensemble des technologies disponibles en forage pour acquérir les meilleures données. La production du modèle révisé se fera dans le cadre d'un partenariat étroit avec l'Institut français du pétrole (IFP), tout en conservant le lien avec les partenaires usuels de l'Agence. Un modèle d'ensemble robuste devrait ainsi être disponible en 2005, avec la possibilité par la suite, si cela était jugé nécessaire, de reconnaître de manière détaillée le rôle des grands accidents régionaux ;
- *structure géologique et discontinuités éventuelles.* Il s'agit d'achever la clarification du contexte d'ensemble, notamment en précisant l'existence ou non de discontinuités dans le Dogger, et éventuellement leur expression dans la formation hôte. Pour ce faire, deux outils principaux sont mis en œuvre : forage(s) dirigé(s) depuis la surface, forage depuis la première galerie expérimentale. Ces éléments devraient permettre d'avoir levé les incertitudes d'ici l'échéance de 2005. Par ailleurs, compte tenu des éléments disponibles sur le milieu, les éventuelles discontinuités devraient pouvoir être prises en compte par les dispositions de conception du stockage ;

- *transferts dans le Callovo-Oxfordien.* Ce point recouvre deux volets : la diffusion et la chimie des eaux. Pour la diffusion, il s'agit de quantifier plus précisément le phénomène, d'évaluer les effets de l'exclusion anionique et de confirmer le caractère minoritaire des phénomènes non diagonaux. Des données complémentaires acquises sur échantillons permettront de caler des modèles de diffusion, dont la transposition en grand est appréciée au Mont Terri. Une expérience de diffusion sera menée dans la niche dans le laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne menée sur la base d'une équilibration chimique accélérée. Ainsi, un ensemble de données sera disponible pour quantifier la diffusion, avec la possibilité de mesures sur le plus long terme pour optimiser l'acquisition de données. Concernant la chimie des eaux, les questions principales concernent la composition détaillée, les mécanismes de régulation et la capacité de barrière chimique. Dans ce cadre, le laboratoire du Mont Terri est utilisé pour valider la transposition du modèle géochimique des eaux interstitielles. Les principaux outils sont la réalisation de mesures géochimiques dans la niche ainsi que dans la première galerie expérimentale, ainsi que les travaux sur échantillons. La composition géochimique des eaux interstitielles sera ainsi calé pour l'échéance de 2005. Les incertitudes pourront être prises en compte par exemple par des choix de conception adaptés sur les matériaux ;
- *interactions fluides roches.* Il s'agit de confirmer les données acquises sur la perméabilité et son anisotropie, l'histoire du déplacement des solutés et le lien avec la sédimentologie. Les principaux outils disponibles sont les mesures réalisées dans la niche, les mesures dans les forages de secteur ainsi que celles conduites dans le forage descendant depuis la première galerie expérimentale. Cela devrait déboucher sur une évaluation plus précise des faibles interactions et sur un modèle de porosité ;
- *transposition des résultats.* Cette question renvoie au modèle géologique conceptuel d'ensemble, aux paramètres retenus pour l'extrapolation et au lien avec les architectures de stockage. Les outils proposés sont les forages complémentaires, le retraitement de profils sismiques 2D, l'approche géostatistique, la comparaison entre sismique et observations in situ. Une évaluation plus précise de la zone de transposition devrait donc être disponible pour 2005.

En conclusion, la révision d'ensemble du programme scientifique conduite au cours des derniers mois a permis une refonte du programme d'acquisition de données destiné à lever les incertitudes majeures pour 2005. Ce dernier s'inscrit dans un calendrier tendu, mais permet a priori de disposer des données importantes pour l'échéance de 2006, sous réserve d'aléas éventuels. Il s'agira pour l'échéance de forger une conviction scientifique raisonnable sur le dossier en montrant les acquis et la validité de la démarche, et le cas échéant en faisant ressortir les incertitudes et les compléments de données éventuellement nécessaires.

4.2.2.2.3 Les matériaux de stockage

Outre les déchets et leur éventuelle matrice de conditionnement, les matériaux du stockage recouvrent l'ensemble des composants du stockage exogènes au milieu géologique :

- les ouvrages d'infrastructure du stockage (par exemple les soutènements des galeries),
- les barrières ouvragées (de corps et de bouchon),
- les scellements et les remblais,
- les conteneurs des colis de déchets.

Les matériaux naturels ont été choisis en priorité, pour leur disponibilité et leur durabilité dans le milieu géologique, et en considérant :

- la disponibilité de procédés industriels de mise en œuvre et de mise en place dans le contexte d'un stockage en formation géologique profonde,
- des propriétés physiques ou chimiques du matériau mis en œuvre permettant un confinement satisfaisant,

- la capacité de démonstration de propriétés sur des échelles de temps de plusieurs milliers à dizaines de milliers d'années.

Les argiles (bentonites ou argilites remaniées) et les matériaux cimentaires ont été choisis pour constituer les barrières ouvrageées, les scellements et les remblais, les métaux pour les surconteneurs des colis de déchets vitrifiés et les conteneurs des combustibles usés.

4.2.2.2.3.1 Les argiles gonflantes et les argilites excavées

Les propriétés de gonflement et de plasticité des bentonites permettent de constituer un milieu poreux continu et homogène, de faible perméabilité, tolérant et auto-cicatrisant vis-à-vis des perturbations physico-chimiques, en particulier une charge thermique. Leur mise en œuvre étant néanmoins sophistiquée, ces matériaux s'adressent en priorité aux barrières ouvrageées des colis de déchets vitrifiés et des colis de combustibles usés ainsi qu'aux scellements, pour lesquels une propriété de faible perméabilité est aussi recherchée. Une attention particulière a été portée aux interfaces entre bentonites et autres matériaux du stockage (acier de conteneurage et matériaux cimentaires).

L'utilisation des argilites excavées comme remblais tout venant constitue une option intéressante : importance des volumes à remplir considérés, disponibilité de fait du matériau, et matériau initialement en équilibre chimique avec son environnement naturel du Callovo-Oxfordien. La faisabilité de leur réemploi sera étudiée dès la disponibilité de matériaux en quantité suffisante.

Pour l'ensemble des matériaux argileux, les recherches se concentrent sur :

- le comportement thermo-hydro-mécanique (non saturé et saturé, impact des joints, volet prospectif sur les hautes températures),
- l'altération géochimique au contact de ciment ou de fer, et par radiolyse,
- la diffusion des radioéléments.

4.2.2.2.3.2 Les matériaux cimentaires

Le choix des matériaux cimentaires relève d'un équilibre entre aspects technico-économiques et scientifiques. Cette solution technologique simple, robuste, pour laquelle on dispose d'un important retour d'expérience, permet la réalisation, l'exploitation, puis le remblayage éventuel d'ouvrages de stockage de grandes dimensions. Les matériaux cimentaires ont des capacités d'auto-cicatrisation mécanique limitées, mais ils ont une forte capacité à imposer localement un environnement chimique connu et stable.

Pour ces matériaux, les recherches se concentrent sur :

- l'impact de l'altération géochimique au contact de l'eau interstitielle du Callovo-Oxfordien (carbonatation sous eau, attaque sulfate, possibilités d'auto-colmatage...) sur les performances et la durabilité des bétons,
- les possibilités de sorption des radioéléments,
- le volet prospectif sur le comportement des bétons en température.

4.2.2.2.3.3 Les métaux

Les recherches se concentrent sur la corrosion des aciers non ou faiblement alliés, envisagés pour le surconteneurage des colis primaires de déchets vitrifiés et le conteneurage des combustibles usés autour des thèmes suivants :

- cinétiques de corrosion en milieu anoxique,
- risques de corrosion localisée,
- rôle des différentes couches de produits de corrosion,

- impact de la radiolyse de l'eau,
- calage expérimental du couplage entre modèle de corrosion et modèle géochimique.

Il est à noter que les alliages passivables n'ont pas été retenus dans les choix de concept réalisés en 2002. Seule une veille limitée sera maintenue sur ce thème.

4.2.2.3 Description du fonctionnement du stockage et modélisation

Un stockage constitue un système complexe qui rassemble plusieurs composants : colis, barrières ouvrageées, milieu géologique. De nombreuses interactions s'établissent au sein de ce système. Par ailleurs, ce dernier évolue dans le temps, et ce sur de très longues périodes. Il apparaît donc essentiel de bien appréhender les principaux phénomènes qui régissent l'évolution du stockage et son comportement dans le temps.

Cela est réalisé dans le cadre d'un travail dénommé analyse phénoménologique des situations de stockage (APSS) qui se fonde sur la connaissance acquise par rapport aux différents composants et à un examen critique des phénomènes.

Au delà du travail d'identification, il est nécessaire pour chacune des situations de disposer des outils permettant d'apprécier la nature des évolutions engendrées par les phénomènes mis en évidence. On s'attache ainsi à associer à chaque situation de stockage repérée les outils correspondants en matière de modélisation. La modélisation du stockage consiste à décrire le fonctionnement du stockage à partir des phénomènes dont il est le siège, rendant essentiellement compte des différentes formes d'interactions entre les constituants ouvrageés et le milieu naturel (interactions thermiques, hydrauliques, mécaniques et chimiques, ainsi que leurs couplages).

Une fois les modélisations réalisées, elles sont mises en œuvre pour simuler le fonctionnement des situations et analyser leur comportement en réalisant des extrapolations sur des périodes de temps hors du champ de l'expérience. La compréhension et l'analyse sont donc à la fois qualitatives (modèles conceptuels du fonctionnement) et quantitatives (représentation des phénomènes et analyse à l'aide de modèle physiques et numériques).

4.2.2.3.1 L'analyse phénoménologique des situations de stockage

L'analyse phénoménologique des situations de stockage (APSS), par la description du fonctionnement phénoménologique et de l'évolution du stockage qu'elle donne, constitue le lieu d'intégration de l'ensemble des connaissances scientifiques. Compte tenu du non synchronisme de la plupart des phénomènes, ainsi que des dispositions de conception permettant d'assurer une certaine indépendance entre les ouvrages, le choix a été fait de conduire cette intégration dans le cadre de situations correspondant à un découpage spatio-temporel du stockage. Cette décomposition du stockage dans le temps et dans l'espace vise à disposer d'éléments du stockage pour lesquels, pendant la période de temps retenue, la nature des principaux phénomènes gouvernant l'évolution ne varie pas. Le même modèle physique rend ainsi compte de l'ensemble de la situation. Cela conduit à l'identification et à la description de près de 80 situations. Une première version de l'APSS a été produite début 2001 sur la base des concepts préliminaires. Cette première version a permis de mettre en place la méthodologie et de la tester.

L'APSS doit être révisée et complétée en 2003 sur la base des concepts 2002 et de la prise en compte de situations altérées. L'APSS sous-tend plusieurs processus d'étude : l'analyse de la réversibilité et l'étude de l'observation du stockage, présentées plus haut, les modélisations numériques des phénomènes et de leur couplage, l'analyse de sûreté.

4.2.2.3.2 Présentation des principales modélisations

Dans cette section sont présentées les actions engagées pour la suite du programme contribuant à la modélisation des principales situations de stockage identifiées dans le cadre de l'APSS et des priorités indiquées par le dossier 2001 (cf. figure 4.2.6 pour un calendrier général).

4.2.2.3.2.1 Modélisations en liaison avec la réversibilité

A l'échelle séculaire (à pluri-séculaire), les modélisations reliées à la réversibilité ont pour objectif de :

- décrire l'évolution phénoménologique du stockage, permettant en particulier de concevoir un programme d'observation,
- fournir l'état des colis et des ouvrages au fur et à mesure de l'avancement du processus du stockage, pour permettre l'évaluation des procédés de maintenance et de retour en arrière.

Les processus modélisés dans ce cadre sont les suivants :

- pour les tunnels de stockage de déchets B : cinétique de resaturation et de croissance et décroissance thermique ; génération et évolution des gaz (hydrogène de radiolyse des colis et de corrosion des structures métalliques éventuelles, gaz radioactifs) ; hydratation et dégradation chimique progressive des bétons de revêtement et de structure (carbonatation atmosphérique, puis attaque par les espèces dissoutes), lien avec leur tenue mécanique ; évolution mécanique, hydratation et début d'altération des colis de stockage,
- pour les tunnels de stockage des déchets C et des combustibles usés : resaturation et thermique ; corrosion atmosphérique, puis aqueuse des aciers (expansion des produits de corrosion, gaz),
- pour les galeries d'accès aux alvéoles et aux modules : évolution chimique des soutènements, lien avec l'évolution mécanique.

4.2.2.3.2.2 Modélisations de l'évolution du stockage après fermeture, phases transitoires

Les phénomènes transitoires après fermeture du stockage portent sur une échelle de temps de l'ordre de la dizaine de milliers d'années. Un accent particulier est porté sur la modélisation des phénomènes durant cette phase : elle constitue une donnée d'entrée de l'analyse de sûreté. Les thèmes traités sont les suivants :

- modélisation transitoire des flux d'eau : évaluation des durées de resaturation de l'ensemble des ouvrages ; description des écoulements entre les zones déjà saturées et celles encore insaturées (par exemple d'une alvéole de déchets C ou de combustibles usés vers la galerie de manutention),
- modélisation du panache thermique,
- transitoires chimiques dans les tunnels de stockage de déchets B (évolution du pH et des propriétés de transport-rétention des bétons),
- corrosion et évolution mécanique du surconteneur de déchets C et du conteneur de combustibles usés en situation de stockage,
- effets du relâchement des radioéléments dans un milieu qui n'a pas encore atteint un état d'équilibre (régime d'écoulement, transitoires chimiques).

4.2.2.3.2.3 Modélisations du relâchement et du transfert

Les modélisations à long terme portent sur les conditions d'environnement dans lesquelles se déroulent le relâchement puis la migration des radionucléides, et sur le relâchement et la migration proprement dits. Ces modélisations justifient les représentations retenues pour rendre compte des phénomènes de relâchement et migration dans les schémas des calculs de sûreté. Elles comprennent :

- pour la détermination des conditions d'environnement :

- la modélisation de l'impact des ouvrages (EDZ) sur les paramètres d'écoulement hydraulique, de transport, de rétention des argilites, avant et après scellement,
 - la modélisation des températures dans et autour des modules de stockage de combustibles usés,
 - la modélisation des flux d'eau dans le stockage en régime permanent,
 - la modélisation de l'évolution mécanique et physico-chimique des tunnels de stockage de déchets B, de déchets C (avec ou sans corps de barrière ouvrage en argile gonflante) et de combustibles usés,
 - la modélisation de l'évolution de l'état et des performances des scellements.
- pour le relâchement et la migration :
 - la modélisation du comportement et de l'évolution des colis de déchets B (sur la base notamment des modèles opérationnels),
 - la modélisation du relâchement d'éléments radioactifs par les colis de déchets C vitrifiés après la phase thermique et, en cas de défaillance de surconteneur, pendant la phase thermique (sur la base des modèles opérationnels),
 - la modélisation de la mise en solution des radioéléments dans les combustibles usés (sur la base des modèles opérationnels),
 - la définition de modèles de transfert d'éléments radioactifs dans le Callovo-Oxfordien,
 - la définition de modèles de transfert d'éléments radioactifs dans la biosphère.

4.2.2.3.3 Outils de simulation et gestion des incertitudes

La mise en place d'une plate-forme de simulation a été engagée en partenariat avec le CEA, dans le cadre du projet "ALLIANCES"¹. Elle répond au souci, exprimé à plusieurs reprises par la CNE, quant à la nécessité de réaliser des simulations numériques couplant les phénomènes, et à la crédibilité, vis-à-vis de la communauté scientifique, des méthodes et moyens numériques employés. L'objet de la plate-forme est de rassembler au sein d'un environnement homogène les codes de calcul utilisés (Porflow, IMFS, Castem pour l'hydraulique et le transport ; PhreeqC, Chess pour la chimie ; les modèles opérationnels de performances du verre et du bitume), ce qui permet de faciliter les échanges de données et les couplages.

Le premier axe de développement porte sur les composants répondant aux besoins des calculs de sûreté. A partir des connaissances aujourd'hui acquises et du retour d'expérience du dossier 2001, le choix des éléments constituant la première version d'ALLIANCES, qui sera utilisée pour les calculs de sûreté menés en 2004 et en 2005, repose sur les hypothèses suivantes :

- l'interaction de l'eau sur les différents éléments du stockage et le transport des radionucléides et de toxiques chimiques est le phénomène central,
- les phénomènes thermiques et mécaniques sont des phénomènes contraignant les conditions de transport et peuvent être traités comme des conditions initiales ou limites du calcul de sûreté.

Le deuxième axe de développement en vue des calculs de sûreté porte sur les méthodes numériques permettant d'améliorer la finesse de représentation du stockage ou la précision des résultats, et de réduire les temps de calcul. Les domaines explorés sont :

- la prise en compte des différentes échelles du stockage,
- le traitement des incertitudes et le calcul de sensibilité,
- les méthodes de discréétisation et les solveurs.

La mise en place de la plate-forme de simulation pour les calculs de sûreté s'effectue en trois temps :

¹ pour Atelier logiciel d'intégration, d'analyse et des couplages pour l'entreposage et le stockage.

- développement et qualification de la première version d'ALLIANCES intégrant les composants et l'environnement informatique (en particulier, le module de gestion d'étude et l'interface calcul de sûreté),
- intégration des outils relatifs aux méthodes numériques pour traiter les incertitudes et les changements d'échelles,
- assemblage des schémas de calcul de sûreté.

La poursuite du développement d'ALLIANCES, aboutissant à une seconde version, a pour objectif principal d'enrichir les capacités de modélisation et de simulation en terme de phénoménologie en particulier afin de pouvoir aborder l'évolution du stockage associée à la réversibilité. En termes de modèles, l'effort portera principalement sur le couplage des phénomènes thermique, hydraulique, mécanique et chimique.

Pour l'ensemble de ces développements, le rôle particulier du GDR MoMaS doit être souligné. Ce dernier constitue l'une des premières tentatives de fédération de la communauté scientifique concernée autour d'un enjeu de l'ampleur du stockage. Le programme élaboré dans le cadre du GDR devrait alimenter notamment les études de sensibilité des modèles et simulations numériques contribuant ainsi à la réflexion sur la hiérarchisation et le degré de précision des connaissances, des paramètres et des données. Cette approche sera enrichie par les apports des projets d'analyse de sensibilité des codes et modèles numériques en cours de constitution au sein du GDR. Par ailleurs, la plate-forme Alliances pourra permettre de spécifier des normes de réalisation, de développement et de documentation, ainsi que des standards de programmation, des procédures de test et de validation pour les projets et développements numériques en cours au sein du GDR MoMaS.

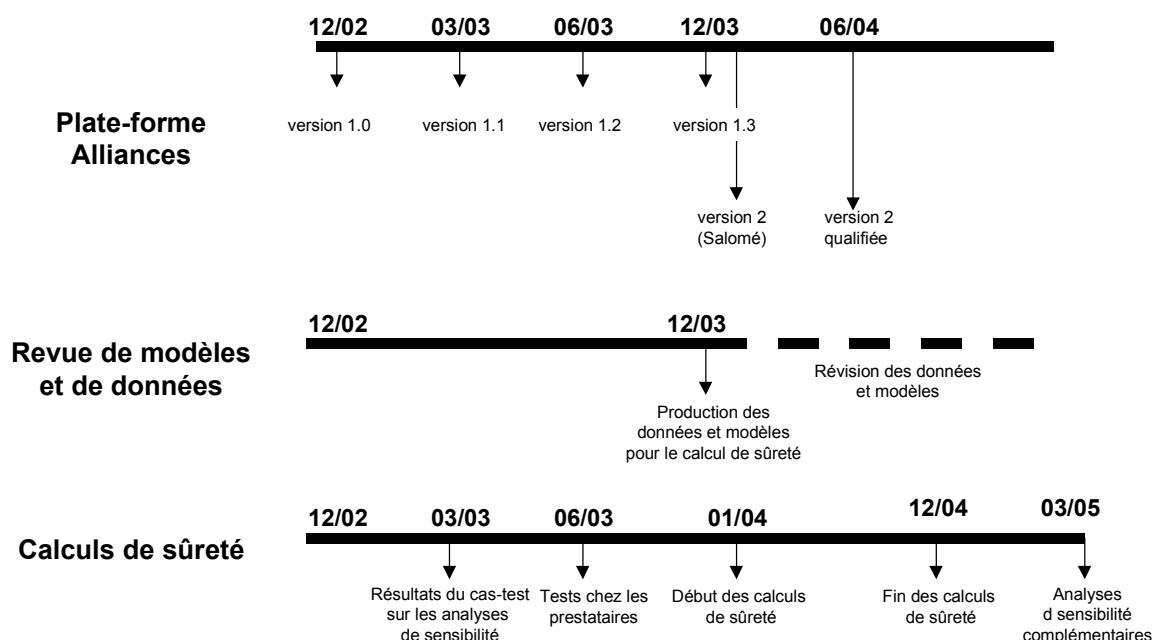


Figure 4.2.6 Calendrier plate-forme et calculs

4.2.2.4 Evaluation, sûreté à long terme et faisabilité

L'analyse de la sûreté à long terme d'un éventuel stockage consiste à évaluer le comportement de ce dernier au cours du temps, du point de vue de la protection de l'homme et de l'environnement. Cette analyse s'articule avec celle concernant la sûreté en opération, du fait de la prise en compte de la logique de réversibilité. Pour sa part, l'analyse de la sûreté à long terme se concentre sur le comportement du stockage, si ce dernier venait à se trouver dans un niveau de réversibilité minimal (fermeture du stockage).

L'analyse de sûreté à long terme consiste principalement à :

- analyser les risques de dysfonctionnement du stockage, du fait des incertitudes associées aux grandes échelles de temps, et des défaillances possibles des composants du stockage,
- retenir les situations de stockage, les phénomènes et leur modélisation, qui sont importants vis-à-vis des performances de sûreté du stockage, et les traduire par des scénarios couvrant, d'une part l'évolution normale du stockage, d'autre part ses évolutions altérées,
- évaluer quantitativement les conséquences de ces scénarios, notamment en termes d'impact radiologique,
- mettre en perspective les risques identifiés.

La première vérification de sûreté conduite en 2001 comprenait une analyse qualitative réalisée en croisant les résultats de l'APSS et l'analyse fonctionnelle dans laquelle le comportement de chaque constituant du stockage est défini. Elle se déclinait sous la forme d'une analyse des dysfonctionnements éventuels du stockage, des modes de défaillance correspondants et des risques associés. Cela conduisait à la définition de scénarios pour l'évaluation quantitative de sûreté (scénario d'évolution normale SEN ou altérée SEA).

Le dossier 2001 a ainsi permis de tester les méthodes d'analyse qui seront utilisées dans la suite, et de mettre en exergue des points d'étude prioritaires en matière de sûreté à long terme.

Les concepts sélectionnés en 2002 feront l'objet d'une analyse de sûreté à long terme prévue pour 2004-2005. La méthodologie utilisée sera, dans son principe, celle testée dans le cadre du dossier 2001 :

- analyse qualitative de sûreté (AQS),
- calculs d'impact de ces scénarios. Les calculs de sûreté conduits dans le cadre de la seconde vérification comporteront autant que possible des analyses de sensibilité en nombre suffisant pour encadrer les valeurs des données pour lesquelles subsisteront des incertitudes et identifier les paramètres critiques. Elles reposent sur des approches probabilistes et/ou fiabilistes. En ce sens, ces analyses quantitatives de sûreté constitueront la préparation de l'évaluation de sûreté du dossier 2005. Des compléments d'analyse de sensibilité en renforcement de ceux conduits pour la seconde vérification de sûreté pourront être effectués en 2005, en fonction des besoins,
- définition des scénarios. Il est à noter que la vérification de sûreté conduite se fondera sur des scénarios altérés plus nombreux qu'en 2001, prenant par exemple en compte le cas de la rupture prématurée de surconteneurs ou la réalisation de forages.

* * * * *

Au total, les recherches sont organisées dans une logique de projet que sous-tend la présentation en 2005 d'un rapport sur la faisabilité du stockage en formation géologique profonde argileuse. La notion de faisabilité recouvre plusieurs aspects :

- identification des questions soulevées par une éventuelle installation ;
- hiérarchisation des problèmes mis en évidence ;

- acquisition de la conviction scientifique que les problèmes essentiels sont maîtrisés ;
- recensement de ce qui resterait à faire dans le cadre d'une démarche de développement.

La démarche de sûreté constitue un apport essentiel dans cette perspective, le caractère systématique des méthodes mises en place étant un garant de la rigueur de la démarche pour l'identification des points mentionnés précédemment. L'ensemble doit converger vers la détermination d'une solution concrète, non optimisée, pour assurer le stockage dans des conditions sûres. Les recherches sont ainsi organisées dans une logique itérative avec un dialogue permanent entre conception, acquisition de connaissances et évaluation de sûreté.

4.2.3 - Le projet HAVL Granite

L'objectif du projet granite est de réaliser à horizon 2005 un dossier d'évaluation de l'intérêt du granite pour un stockage de déchets HAVL. Concernant les études de site, le décalage de date de sélection d'un site granitique par rapport au site de Meuse /Haute-Marne fait qu'en toutes hypothèses les solutions et concepts de stockage étudiés ne pourront pas être ajustés en utilisant toutes les spécificités d'un site. La démarche consiste ainsi à étudier des concepts de stockage suffisamment robustes pour ne pas prendre le risque de choix précoce trop dépendants des spécificités d'un site.

Le champ des possibles en terme de caractéristiques de site français est établi à partir d'une analyse, de forme typologique, des massifs granitiques français. De plus, des expériences de caractérisation d'un granite et de sa fracturation sont menées dans les laboratoires souterrains étrangers de Suède (Äspö), de Suisse (Grimsel) et du Canada (« URL »). Ces expériences et les exercices internationaux de modélisation associés permettent de disposer de données de références dans le granite ainsi que des outils d'intégration et de paramétrage nécessaire à la conception d'un stockage et aux analyses de sûreté. Pour ce faire, l'Andra a intensifié en 2001-2002 la coopération avec ses homologues étrangers.

Selon cette démarche, le dossier 2005 granite décrira des options de stockage en milieu granitique pour chaque type de déchets. Plusieurs points seront communs avec le projet argile, notamment le modèle d'inventaire et les modèles de comportements des colis de déchets, la description des installations de surface ou d'une partie des installations techniques souterraines. De manière spécifique au granite, le dossier comprendra la description des colis de déchets conditionnés adaptés au milieu granitique quand cela sera nécessaire. Le dossier décrira les concepts d'alvéoles de stockage et de modules de stockage pour chaque type de déchets ainsi que les technologies de stockage correspondantes. Concernant l'architecture générale du stockage plus dépendante du site (fracturation du granite), le dossier proposera des plans d'architectures génériques adaptées au contexte français en analysant la sensibilité de la conception aux caractéristiques géologiques du site.

Les analyses de sûreté seront présentées en se fondant sur ces éléments de conception. Les incertitudes sur les sites qui subsisteront pour les calculs de sûreté seront traitées sous forme de différentes hypothèses et d'analyses de sensibilité.

4.2.3.1 Le dossier granite 2002 : objectif, structure, conclusions et enseignements

Le dossier 2002 granite expose la démarche de recherche conduite par l'Andra pour étudier la possibilité du stockage géologique en milieu granitique et présente les principaux résultats obtenus dans ce cadre. Il comprend un rapport de synthèse ainsi que des documents techniques le sous-tendant.

Sur la connaissance du milieu granitique en général, de nombreux progrès ont été accomplis dans des contextes géologiques variés, notamment grâce aux laboratoires souterrains en milieu granitique actuellement en opération (en Suède, en Suisse et au Canada) et aux travaux de reconnaissance de site menés à partir de la surface (en Suède, en Finlande, en Suisse et au Canada). La démarche de recherche de l'Andra, par des coopérations internationales, tire largement parti des résultats acquis. On

peut mentionner les nombreuses données obtenues sur le milieu granitique en profondeur (caractéristiques de la fracturation et propriétés des « blocs » de granite, circulation des eaux, transport et rétention dans les fractures) ainsi que les méthodes et outils qui ont également été développés afin de reconnaître le milieu (géophysique et caractérisation de la fracturation par forages) et de le modéliser (simulation numérique). Certains des résultats scientifiques peuvent ainsi être transposés au contexte géologique français (en fonction du contexte géochimique, de la topographie notamment) ; les méthodes et outils apparaissent directement applicables dans le contexte français.

Sur la connaissance des massifs granitiques français, une démarche particulière a été mise en œuvre, en l'absence à ce jour de site désigné pour un laboratoire de recherche souterrain, sous forme d'une analyse typologique. Cette dernière classe les granites français selon leurs principales caractéristiques géologiques et évalue la variabilité de leurs propriétés, donnant ainsi un cadre aux études de concepts.

Sur la base d'une revue des études menées au niveau international (notamment celles menées en Suède) et des résultats du projet Argile, des architectures « génériques » de stockage ont été définies, fondées sur les propriétés principales des granites, notamment leur fracturation, leurs propriétés mécaniques et leurs caractéristiques géométriques, et précisées par l'analyse typologique pour le contexte français :

- des principes d'adaptation des architectures à la fracturation des granites ont été définis selon sa nature, afin que les différents ouvrages soient inclus dans des volumes de roche granitique remplissant leur rôle de barrière de confinement. Ceci implique une démarche de reconnaissance et de caractérisation de la fracturation en liaison avec les processus de conception et de réalisation d'un stockage ;
- la dimension des ouvrages souterrains et les dispositifs de scellement protégeant le stockage des circulations d'eau provenant des fractures conductrices ont été définis en tenant compte de la résistance mécanique des granites ;
- les architectures ont été définies de manière modulaire afin de bénéficier des grands volumes généralement disponibles en souterrain dans les massifs granitiques (possibilité d'un stockage sur plusieurs niveaux).

Du point de vue de l'analyse de sûreté des concepts étudiés, un bilan a été réalisé des résultats acquis sur les différents phénomènes intervenant dans le fonctionnement d'un stockage en milieu granitique, notamment à partir des études conduites au niveau international et des expériences menées en laboratoires souterrains étrangers. Les principales incertitudes qu'il est nécessaire de prendre aujourd'hui en compte dans une analyse de sûreté ont ainsi pu être identifiées.

Le bilan réalisé en 2002 marque une étape dans l'étude de la possibilité d'un stockage en milieu granitique, en présentant la démarche d'étude et de recherche « génériques » proposée par l'Andra, adossées aux travaux réalisés à l'étranger et tirant le meilleur parti de la connaissance des milieux granitiques français. Cette démarche permettrait d'intégrer les données de site qui pourraient être acquises, par exemple à partir de travaux de reconnaissance de surface. Elle permettrait aussi d'approfondir les études dans une perspective d'étude de la faisabilité du stockage en milieu granitique (connaissance d'un site particulier, ajustement de la conception et de l'analyse de sûreté de manière spécifique à un site) dès lors qu'un laboratoire souterrain serait disponible.

4.2.3.2 Etudes de conception et typologie des massifs granitiques français

La conception d'un stockage dans le granite doit prendre en compte la fracturation du milieu et s'intéresser à la gestion de l'eau qui circule dans ces fractures. Pour cela, un concept en milieu granitique se fonde sur le rôle particulier que peuvent jouer des barrières artificielles pour protéger les colis de déchets de l'eau circulant dans les fractures d'un granite : conteneurs, barrières ouvrageées argileuses, remblais ainsi que les scellements des galeries et ouvrages d'accès (puits ou descenderies). Il peut également se fonder sur un ajustement de l'architecture du stockage à la fracturation du granite.

Les études ont conduit à retenir en 2002 un nombre limité d'options de conception comme données d'entrée pour les recherches 2003-2005.

Pour les *combustibles usés*, l'option retenue est une transposition du concept suédois KBS-3. Attribuant un rôle important aux barrières artificielles (conteneurs en cuivre, barrière ouvragee argileuse gonflante, remblai argileux...), ce concept est adapté à des configurations géologiques variées notamment en termes de fracturation du granite. Du fait de la nature des combustibles usés français et aussi des différences de température entre le sous-sol français et suédois, la transposition de ce concept au contexte français s'accompagne, pour un nombre égal de colis, d'une sensible augmentation du dimensionnement et de l'emprise d'un stockage.

Aussi, des voies d'optimisation ont été identifiées et feront l'objet d'études. Elles concernent :

- la transposition de la version horizontale du concept KBS-3 au contexte français. Actuellement moins élaborée que la version verticale en puits, cette option horizontale fait déjà l'objet d'un programme en Suède (projet JADE),
- l'étude du conteneurage "cuivre" de combustibles usés ajustés au combustibles français : un assemblage MOX par colis, quatre assemblages UOX par colis avec une variante à trois assemblages. D'autres alternatives au conteneurage « cuivre » pourront également être étudiées.

Pour les *déchets B*, la revue des concepts étrangers et les études du projet argile relatives à la conception de colis de stockage et à leur manutention conduisent à ne retenir qu'une seule option de stockage en tunnels ajustés à la fracturation du granite. Le concept comprend des compléments de colisage en béton pour garantir le maintien de conditions chimiques adaptées au confinement des déchets.

Les études concernent principalement :

- la conception et le dimensionnement des colis de stockage, en partie en synergie avec le projet argile,
- le dimensionnement thermique des modules pour les déchets B thermiques sur la base du modèle d'inventaire de dimensionnement,
- la conception architecturale des modules, sur un ou deux niveaux, pour augmenter la performance du concept en termes de protection des cavités de stockage vis-à-vis de flux d'eau extérieurs ainsi que celle des alvéoles, des galeries de manutention et d'accès et des remblais.

Pour tenir compte des incertitudes subsistant en termes de sites, une veille sera maintenue sur des voies de recherche étudiées à l'étranger et notamment au Japon : recherches sur l'intérêt d'une structure à base d'argile gonflante bentonitique autour des éléments en béton (pour assurer un régime hydraulique en diffusion à l'intérieur des cavités de stockage), recherches sur la conception de compléments de colisage en béton de très faible perméabilité.

Pour les *déchets C*, la revue des concepts étrangers et les études du projet argile relatives aux barrières ouvragees argileuses et aux conteneurages conduisent à retenir deux variantes verticale et horizontale d'une même option : des cavités de stockage de petit diamètre avec une barrière ouvragee en argile gonflante bentonitique et un surconteneur en acier non allié. La version verticale est constituée de "petits puits" contenant un ou plusieurs colis en fonction de leur thermicité. La version horizontale est constituée de "tunnels courts" contenant également un ou plusieurs colis en fonction de leur thermicité. En l'absence de données précises de site sur la fracturation, les deux options sont retenues afin de proposer des concepts adaptés aux différents contextes envisageables.

Les études, en synergie avec le projet argile lorsque cela est possible, ont pour objectif de préciser différents points de conception de ces options et principalement :

- le dimensionnement thermique des modules de stockage sur la base du modèle d'inventaire de dimensionnement,
- la conception de la manutention verticale des colis dans des petits puits,
- la conception de l'architecture d'ensemble d'un module de stockage de déchets C notamment vis-à-vis de l'ajustement à la fracturation d'un granite,
- la conception des remblais des galeries de manutention et d'accès.

D'une manière générale, les études comprennent également pour l'ensemble des options retenues:

- une analyse de la réversibilité des options de conception pour chaque type de déchets et la conception d'un programme préliminaire d'observation/surveillance,
- un complément d'analyses typologiques nécessaires, du point de vue de la fracturation, à la conception de l'architecture du stockage (versions horizontales ou verticales),
- des études de sûreté d'exploitation dès lors qu'elles sont spécifiques aux concepts en milieu granitique et ne peuvent s'appuyer sur les études du projet argile (cavités de plus grande dimension par exemple).

Du point de vue de l'architecture générale d'un stockage, de premières études ont conduit à identifier les contraintes liées à l'ajustement des modules de stockage à la grande fracturation d'un granite. Cet ajustement nécessite un fractionnement du stockage et une certaine dispersion des modules dans un massif granitique avec, pour conséquences, une augmentation potentielle de l'emprise de l'installation et une moindre flexibilité dans le processus de stockage. Il nécessite également de préciser la conception des scellements et de définir la démarche assurant la détection des fractures et des blocs de granite aptes au stockage. Cette démarche inclut le travail de caractérisation préalable de la fracturation dans un laboratoire de reconnaissance souterrain et "à l'avancement" pendant la construction du stockage.

4.2.3.3 Modélisation et analyses de sûreté

Les modélisations et analyses de sûreté ont pour objectif principal d'évaluer la performance et la robustesse respectives des différentes barrières, barrières artificielles ou massif granitique, pour chacun des concepts étudiés pour un contexte géologique générique. En fonction des données de site qu'il aura été possible d'obtenir d'ici à 2005, il sera possible de préciser analyses et calculs de sûreté. Les options de conception retenues en 2002 seront soumises à une analyse de sûreté. Cela recouvrira :

- une analyse fonctionnelle des options de conception ayant pour objet la définition fonctionnelle des principaux composants du stockage,
- une analyse phénoménologique des situations de stockage (APSS). De manière propre à l'étude du granite, cette analyse a pour buts principaux d'évaluer l'influence de la variabilité des propriétés du granite, notamment en termes de fracturation en "champ proche" sur la phénoménologie et de dresser un bilan de l'état des modélisations du comportement des colis de stockage, des barrières ouvrageées, des remblais et des scellements pour différents moments du processus de stockage : exploitation, réversibilité, long terme. Elle bénéficie des études équivalentes déjà réalisées à l'étranger (Suède, Japon) et pour certaines d'entre elles des modélisations effectuées par le projet argile (évolution des colis et des composants en béton notamment).

En se fondant sur les points précédents, une analyse qualitative de sûreté est prévue avec pour objectif la définition de scénarios préalables à des calculs pour une évaluation de sûreté en 2004. Parallèlement, le choix des méthodes et des outils de calculs fait l'objet de tests particuliers ou plus globaux : modélisations d'un transport 2D ou 3D dans un granite fracturé en "champ proche" d'un stockage, modélisations 2D ou 3D d'un transport dans un granite fracturé en "champ lointain" d'un stockage, test d'un calcul de sûreté intégrant les deux aspects champ proche et champ lointain. Les calculs de sûreté concernent l'évolution « normale » du stockage ainsi que des situations altérées.

Les hypothèses phénoménologiques retenues pour les calculs de sûreté se fonderont en grande partie sur les expérimentations menées en laboratoires souterrains étrangers et les exercices internationaux de modélisation associés.

4.2.3.4 Expérimentations en laboratoires souterrains étrangers

Trois laboratoires souterrains étrangers sont implantés en milieu granitique : les laboratoires d'Äspö en Suède, du Grimsel en Suisse et du Lac du Bonnet au Canada.

Les expérimentations réalisées dans le cadre du projet HAVL granite ont, à l'échéance de 2005, deux objectifs principaux :

- comprendre et modéliser les écoulements hydrogéologiques et les phénomènes de transfert dans un granite *par nature fracturé*. Cette compréhension fonde l'attribution d'une fonction de confinement au granite dans la conception d'un stockage. Ceci vaut tant pour la fonction de barrière d'un granite en "champ proche", dont les propriétés peuvent être perturbées par le stockage que pour celle d'un granite en "champ lointain",
- fournir les éléments justifiant la conception et le dimensionnement des composants du stockage : *colis de stockage, barrières ouvrageées, remblais, scellement* pour qu'ils assurent leur fonction de barrières.

Ces questions se posent de façon générique pour un granite. La transposabilité des réponses apportées par les expérimentations dans les trois laboratoires souterrains d'Äspö en Suède, du Grimsel en Suisse et du Lac du Bonnet au Canada au contexte géologique français implique que l'interprétation des phénomènes étudiés dans une expérience et leur modélisation intègrent précisément les caractéristiques géologiques du lieu d'expérimentation. De ce point de vue, la multiplication des laboratoires permet des comparaisons entre différentes configurations géologiques.

La participation de l'Andra à ces expérimentations s'effectue à plusieurs niveaux :

- soit au niveau expérimental, en fonction des expérimentations,
- soit de façon plus systématique au niveau des modélisations.

Par ailleurs, l'Andra a conçu, en 2002, une expérimentation propre sur le comportement des barrières ouvrageées argileuses à haute température qu'elle met en œuvre, en partenariat avec SKB, dans le laboratoire d'Äspö.

Outre cette participation directe aux expériences, la présence de l'Andra aux comités directeurs et techniques des programmes des laboratoires souterrains d'Äspö et du Grimsel permet d'acquérir en temps réel les résultats d'autres expériences menées par les différents partenaires étrangers.

- **Compréhension et modélisation des écoulements hydrogéologiques et des phénomènes de transfert dans un granite fracturé**

Cet objectif se décline sous deux aspects :

- la compréhension et la modélisation des écoulements hydrogéologiques et des phénomènes de transfert dans un granite fracturé,
 - l'évaluation des perturbations apportées par un stockage aux propriétés d'un granite fracturé, notamment en "champ proche".
- (i) Comprendre et modéliser les écoulements hydrogéologiques et les phénomènes de transfert dans un granite fracturé est important pour justifier des modèles qui fondent les évaluations de sûreté. En particulier, la compréhension précise de ces phénomènes a pour objectif de justifier la prise

en compte dans les calculs de sûreté de retard quant au transfert de radionucléides dans des fractures conductrices d'un granite tant en "champ proche" qu'en "champ lointain". Ce sont notamment les phénomènes de dispersion, de sorption et de diffusion des radionucléides dans les épontes des fractures.

A Äspö en Suède, les expériences "Tracer Retention Understanding Experiment" (TRUE) de traçage dans des fractures et les exercices internationaux de modélisation associés (Tâche 6 d'Äspö) ont ainsi pour objet de faire la part des différents phénomènes intervenant dans le transfert de radionucléides et de les modéliser. Ces expériences s'effectuent soit sur une fracture, soit sur un réseau de fractures à l'échelle d'un "bloc" de granite hectométrique ("True Block Scale"). En 2002, un rapport de synthèse a été réalisé sur les expériences de traçage et leur modélisation. Il conclut sur la nécessité de prendre en compte les différents phénomènes de dispersion, de sorption et de diffusion dans les épontes des fractures pour expliquer les courbes de restitution des traceurs.

A l'échéance de 2004, les différentes équipes parties prenantes de l'expérience ont pour objectif d'identifier les meilleures façons de modéliser ces phénomènes : connexion, nature des minéraux de remplissage, nature des minéraux argileux en surface des épontes des fractures, nature des épontes rocheuses des fractures etc... Ceci permettra à la fois de justifier leur prise en compte dans l'évaluation de retard dans les calculs de sûreté et aussi du point de vue de la reconnaissance d'un site, de préciser les caractéristiques des fractures à décrire et à modéliser.

- (ii) L'évaluation des perturbations apportées par un stockage aux propriétés d'un granite fracturé contribue à la conception et à l'éventuel dimensionnement des alvéoles de stockage, des galeries, des remblais et des scellements.

Les écoulements hydrogéologiques naturels et le transfert des radionucléides dans un granite fracturé peuvent être perturbés par un stockage, notamment en "champ proche" autour des ouvrages de stockage. L'expérience "REX" effectuée à Äspö en 1999/2000 a permis de conclure sur la forte capacité de tampon d'une fracture d'un granite à l'oxydation. En 2002, l'expérience effectuée au Grimsel pour évaluer le rôle des gaz ("Gas Migration in a fracture-GAM") a fourni un modèle de transfert des gaz dans une fracture qui ne modifie pas le schéma hydraulique d'ensemble du granite en "champ proche". Deux expériences sont en cours au Grimsel et doivent se terminer en 2004 :

- l'une teste le rôle d'eaux alcalines simulant des eaux de béton ("High Alkaline Plume in a Fracture - HPF"),
- l'autre étudie le rôle de colloïdes qui proviendraient de la dégradation de colis ou de barrières ouvrageées ("Colloïdes Radionuclides Retardation - CRR") sur le transfert de radionucléides dans une fracture.

Ces diverses expérimentations permettront ainsi de disposer de connaissances étayées relatives à l'évaluation des perturbations induites par un stockage vis-à-vis du transfert des radionucléides.

- **Concept de stockage de combustibles usés : expérience "Prototype Repository" à Äspö**

Dans le laboratoire d'Äspö, les Suédois testent sous ces deux aspects le concept KBS-3 de stockage de combustibles usés à l'échelle 1, principalement au travers de l'expérience "Prototype Repository".

Cette expérience de grande ampleur, soutenue par l'Union européenne, a un double objectif : tester en vraie grandeur et à profondeur pertinente le comportement des composants d'un puits vertical de stockage ("colis" avec conteneur en cuivre, blocs d'argile gonflante, granite en paroi), notamment vis-à-vis de la thermique et du processus de (re)saturation ; démontrer la faisabilité d'un point de vue technologique des méthodes d'excavation et de remplissage des puits et galeries de stockage et de leur intégration en une séquence opérationnelle.

L'Andra intervient dans la conception de mesures spécifiques liées au gonflement des barrières ouvrageées et dans les exercices de modélisation associés à cette expérience. Elle bénéficie par ailleurs du retour d'expérience sur les aspects technologiques.

L'exercice international de modélisation "Engineered Barrier System (EBS)" rassemble les compétences internationales sur ce sujet. Il est complémentaire de celui lié au suivi de l'expérimentation "FEBEX" menée par ENRESA au Grimsel qui teste en vraie grandeur un concept horizontal de stockage de combustibles usés et auquel l'Andra participe également. Sont ainsi évalués le rôle du mode de mise en place des "blocs" de bentonite constituant la barrière ouvragée autour des colis de combustibles usés ainsi que celui de la fracturation du granite dans le mode de resaturation de la bentonite par l'eau du granite.

En Suède, l'exercice de modélisation EBS intègre également les données de l'expérience "Canister Retrieval Test" qui teste à l'échelle 1 la réversibilité du concept de stockage KBS-3.

Ces expérimentations sont programmées par phases de plusieurs années. Ainsi, l'expérience "Prototype Repository" qui comprend le suivi de six puits de stockage instrumentés doit se poursuivre au-delà d'une dizaine d'années pour une partie des puits. A l'échéance de 2004/2005, c'est la compréhension du comportement transitoire de resaturation des puits qui constitue le principal objectif pour valider le concept de stockage KBS-3.

- **Expérience Andra "Test de Barrière en Température-TBT" à Äspö (Suède)**

Les concepts de stockage retenus par l'Andra limitent le champ de température à 100°C au voisinage des colis pour des raisons de maîtrise des phénomènes thermo-hydro-mécaniques et chimiques. Toutefois, il est apparu important de renforcer la connaissance du comportement des barrières ouvragées et du système colis/barrières ouvragées/roche hôte pour des températures au-delà de ce seuil. L'objectif de cette expérience est de tester et modéliser le comportement de barrières ouvragées argileuses gonflantes à températures dépassant 100°C.

Les barrières en argile gonflante bentonitique entrent dans la conception du stockage de déchets C et de combustibles usés en milieu granitique. Tester leur comportement à haute température permet de mieux estimer les incertitudes scientifiques subsistant quant à leur comportement pour des températures voisines de 100°C température maximum prévue par conception et ainsi de mieux apprécier le caractère enveloppe des dimensionnements. Au-delà de 2005, des optimisations pourraient être réalisées.

Le dispositif comprend un puits vertical avec barrière ouvragée argileuse sous forme de tores de bentonite empilés autour de sondes chauffantes simulant des colis. L'instrumentation est conçue pour suivre le gonflement et le comportement hydrique et thermique de la bentonite à différentes profondeurs du puits et pour différentes conditions de température et de resaturation. Après l'étape de conception en 2001, la préparation de l'expérience en 2002 et sa mise en place au premier trimestre 2003, il est prévu que le test démarre en avril 2003.

L'expérience se décompose en deux phases :

- une première phase "rapide" de 4 à 6 mois concerne la réponse des barrières ouvragées argileuses au "choc thermique" provoqué par la montée en température supérieure à 100°C en surface des sondes chauffantes. Elle constitue la phase la plus drastique de l'expérience et permet de vérifier la robustesse des modèles de désaturation de la bentonite existant. C'est l'objectif attendu pour mi-2004,
- une seconde phase "lente" sur environ deux ans (2004-2005) suit l'évolution de la resaturation de la bentonite après choc thermique. Elle permet de préciser le rôle des différents paramètres intervenant dans la modélisation thermo-hydro-mécanique des barrières ouvragées argileuses.

- **Expérience "Gas Migration Test - GMT" au Grimsel (Suisse)**

Une expérience proposée par l'organisme japonais RWMC, en vue de la conception de stockage de déchets TRU, et mise en œuvre par la NAGRA est réalisée au laboratoire souterrain du Grimsel. Elle teste, à l'échelle 1, la réponse de barrières ouvragees argileuses gonflantes à la production de gaz. L'Andra a rejoint en 2001 cette expérimentation mise en place en 2000 et devant se terminer à l'échéance de 2004/2005. Le dispositif expérimental est composé d'un silo en béton armé entouré par une enveloppe composée d'un mélange de sable et d'argile compacté. En 2002, l'ouvrage a été resaturé en vue d'injection de gaz sous pression.

L'Andra intervient au niveau des exercices de modélisation, resaturation puis comportement de la barrière ouvragee sous pression de gaz. Par ailleurs cette expérience constitue une plate-forme d'échange sur les questions plus spécifiques à la conception d'ouvrages de stockage de déchets B.

- **Test de réalisation et de performance d'un scellement dans le granite à l'échelle 1 : Lac du Bonnet (Canada)**

Concernant les *scellements de galeries*, l'Andra est partie prenante de l'expérience à l'échelle 1 "Tunnel Sealing Experiment (TSX)" réalisée au laboratoire canadien URL du Lac du Bonnet. Entreprise depuis 1995, cette expérience comprend la conception et la réalisation d'un scellement en béton et d'un autre en argile gonflante ainsi que la mesure et la modélisation de leurs performances hydrauliques. En 2002, après stabilisation de la charge hydraulique au palier de 400 mètres d'eau l'évaluation des performances de chacun des scellements en béton et en argile a été précisée ; elle est en accord avec les objectifs. D'ici à fin 2004 est prévue une phase thermique permettant de simuler la performance d'un scellement dans une zone à température supérieure à la température naturelle du massif. L'Andra soutient la réalisation de l'expérience et participe aux exercices de modélisation associés. En 2002 ont été établies des modélisations prévisionnelles du comportement thermomécanique des scellements pendant la phase thermique de l'expérience prévue en 2003-2004.

4.2.3.5 Programme de reconnaissance

D'une manière générale, un programme de reconnaissance a pour objectif d'acquérir des données générales vis-à-vis de la stabilité géologique et de l'hydrogéologie d'un site, notamment afin de les mettre en regard de la sûreté. Il a également pour but de caractériser le site afin de disposer des données nécessaires à la conception et au dimensionnement d'un stockage.

De manière spécifique par rapport au milieu granitique, les principales caractéristiques à recueillir concernent la fracturation du granite (densité, orientation...), les propriétés hydrauliques et hydrogéochimiques du granite (conductivité hydraulique des fractures, gradients de charge, composition chimique des eaux...) et ses propriétés thermiques (température du sous-sol, conductivité des roches...).

L'Andra a élaboré un programme de reconnaissance pour des massifs granitiques "affleurants" c'est-à-dire non recouverts par une couverture sédimentaire ou métamorphique. Il pourra être réalisé en fonction des orientations données par le gouvernement. Ce programme pourrait comprendre des travaux de reconnaissance préliminaire de quelques zones granitiques afin d'alimenter le dossier 2005.

Les travaux pourraient se structurer en plusieurs phases continues :

- une première phase d'environ 6 mois comprendrait des travaux de surface ou par voie aérienne afin de reconnaître l'environnement de surface (sols, eaux, végétation) ainsi que le contexte géologique et hydrogéologique d'un massif granitique. Dans certains cas, ces travaux de surface pourraient s'accompagner de petits forages peu profonds aidant à identifier la nature du granite là où les affleurements rocheux sont trop peu nombreux,

- une deuxième phase de 4 à 6 mois en fonction du contexte géologique et hydrogéologique viserait à investiguer en profondeur le granite par forages. Un premier objectif serait la réalisation d'un forage profond de 500 à 1000 mètres permettant de recueillir l'eau plus ou moins circulante dans les fractures du granite afin d'en analyser la composition chimique et son évolution avec la profondeur,
- une troisième phase, de 8 à 12 mois pendant laquelle, en bénéficiant de l'interprétation des données obtenues en surface ou par voie aérienne, seraient réalisés des forages ayant pour objectif de caractériser géologiquement la roche granitique en profondeur ainsi que les fractures qui la recoupent. D'un point de vue hydrogéologique, des mesures seraient réalisées permettant de modéliser les écoulements d'eau dans ces fractures. Pour préciser l'emplacement et la profondeur de ces forages, il peut être nécessaire d'effectuer préalablement des travaux de géophysique de surface sur des superficies limitées.

En 2002, des essais méthodologiques et des tests ont été réalisés avec POSIVA en Finlande, notamment pour les opérations de levés géophysiques de surface. Cette coopération qui bénéficie d'une expérience importante acquise par forage sur granites "affleurants" vise ainsi à optimiser les moyens à mettre dans un programme de forage. Les travaux pour la reconnaissance de sites consisteraient essentiellement en des mesures géophysiques de surface et en des forages.

4.2.4 Pertinence des recherches sur l'axe 2

La pertinence des programmes de recherches est analysée à partir des critères évoqués au chapitre 1.

Pertinence

➤ *Pertinence vis-à-vis des principes énoncés à l'article 1 de la loi du 30 décembre 1991*

Les études en vue du stockage des déchets radioactifs en formation géologique profonde sont menées conformément aux orientations fixées par la loi :

- le principe du stockage en formation géologique profonde consiste à placer les déchets à un endroit suffisamment éloigné de l'homme et de son environnement pour qu'un retour éventuel de radionucléides ne puisse se faire qu'à l'issue d'une décroissance suffisante du niveau de radioactivité ;
- les études réalisées se réfèrent aux recommandations de la RFS III.2.f. Les évaluations menées à l'aide de calculs de sûreté doivent vérifier si les doses individuelles restent inférieures au seuil indicatif de 0.25mSv/an sur une période de 10000 ans et au delà ;
- la phase de laboratoire souterrain contribue à l'évaluation de la faisabilité du stockage. Les travaux de recherche dans le cadre de l'axe 2 sont menés dans le souci du respect de la protection de la nature, de l'environnement et de la santé, aussi bien sur le court et le long terme. Cela participe d'une démarche de recherche prudente et rigoureuse voulue par la loi ;
- le droit des générations futures est une préoccupation permanente dans la mesure où il s'agit d'études en vue d'apporter une réponse durable à la question de la gestion des déchets radioactifs ;
- une insistence particulière est portée sur la réversibilité (article 4 de la loi) afin de répondre aux attentes du public et du gouvernement. En particulier l'ensemble du programme de recherches a été structuré pour contribuer à l'étude de ce volet.

➤ *Evaluation préliminaire de la complexité et des coûts des solutions industrielles*

Les solutions étudiées en vue du stockage de déchets radioactifs en formation géologique profonde reposent sur un ensemble de connaissances fondamentales en sciences de la terre, physique et chimie, ainsi que sur le retour d'expérience d'industries (minière, pétrolière, eau, exploitation d'installations nucléaires). Les coûts font l'objet d'évaluations régulières, en fonction de la connaissance acquise des sites et des orientations sur les choix de concepts. Toutefois, au stade actuel de l'étude de faisabilité, il n'est pas possible de disposer d'une évaluation précise des coûts d'un éventuel stockage, étant entendu que le processus de recherche ne vise pas la réalisation d'un avant-projet industriel optimisé, mais les critères techniques et économiques sont également pris en compte dans les analyses conduites.

La complexité des études tient au fait de devoir prévoir des phénomènes de très faible amplitude sur de grandes échelles de temps. Cette situation est prise en compte par l'approche de la sûreté qui consiste à analyser l'ensemble des phénomènes identifiés et à s'assurer que la modélisation du comportement du système est suffisamment robuste, dans le cadre des hypothèses retenues, assorties de leurs marges d'incertitudes, pour assurer une prévision fiable de son comportement.

➤ *Position des recherches et des réalisations au plan international*

Les recherches sont cohérentes avec celles menées dans les autres pays. A l'étranger, le rôle attribué aux laboratoires de recherche peut varier sensiblement (laboratoire méthodologique, laboratoire de qualification, réalisation directe d'un projet de stockage). Plusieurs pays ont réalisé des avancées significatives, ainsi la Suède avec ses travaux sur le milieu granitique ou les Etats-Unis qui viennent de retenir le site de Yucca Mountain. De manière générale, l'accent mis sur la réversibilité et la

nécessité d'examiner un mode de gestion progressif des déchets constitue de plus en plus un trait important de l'ensemble des recherches conduites. Malgré la diversité des roches étudiées, nombre de problèmes d'analyse scientifique ou de modélisations sont communs entre les différents pays. L'Andra participe activement, depuis de nombreuses années, aux expérimentations en laboratoires étrangers. Par ailleurs, le laboratoire de Meuse / Haute-Marne accueille désormais de nombreux partenaires étrangers, signe de l'attrait du programme de recherches français au plan international.

Moyens

➤ *Existence et compétence des équipes*

L'Andra exerce un rôle d'agence de programmes et mobilise pour répondre à ses objectifs scientifiques l'ensemble des compétences de la communauté scientifique (organismes et universités). Elle s'attache à susciter le développement de compétences et à fédérer les efforts de recherche. Pour ce faire, des groupements de laboratoires ont été mis en place sur les principaux thèmes de recherche de l'Agence. Par ailleurs, une politique de partenariat scientifique élargie et renouvelée a été menée. Enfin, sur les domaines centraux pour ses activités (acquisition scientifique, conception, ingénierie, sûreté, intégration des données), l'Agence a développé ses compétences pour disposer d'une capacité de dialogue de haut niveau avec l'ensemble des partenaires. En conclusion, pour la plupart des domaines, les compétences existent aujourd'hui au plan français et international. Elles ont été mobilisées dans le cadre d'actions de recherches pluriannuelles, gage de pérennité et d'efficacité.

➤ *Disponibilité des moyens techniques nécessaires*

Dans le cadre des partenariats scientifiques mis en place par l'Andra, on a pu s'assurer que les laboratoires disposaient des moyens techniques nécessaires. Par ailleurs, un point important réside dans la disponibilité du laboratoire de recherche souterrain de Meuse / Haute-Marne. Ce dernier a connu au cours de l'année 2002 des aléas liés à la conduite du creusement et à un accident du travail. Toutefois, la reprise des travaux du chantier a été autorisée. Une refonte complète du programme de réalisation a été conduite pour disposer du maximum d'atouts dans la réalisation des expérimentations, mais demeure soumise aux aléas d'un calendrier très tendu. Dans le cas du granite, la question se pose en des termes différents puisqu'il conviendra de préciser les outils disponibles pour la poursuite des recherches et la possibilité d'éventuelles reconnaissances de surface.

➤ *Etat des technologies envisageables et maturité technologique prévisible en 2006*

Les recherches au titre de l'axe 2 s'appuient sur un ensemble de technologies disponibles. Le projet vise à disposer de technologies simples et robustes vis-à-vis d'aléas éventuels. Il s'agit avant tout d'évaluer la faisabilité du stockage en fonction d'une gamme de solutions technologiques existantes dans le monde industriel. De ce point de vue, le projet ne prévoit pas une optimisation industrielle. En revanche, des essais technologiques spécifiques sont conduits pour s'assurer de la transposabilité des options envisagées dans l'environnement du stockage.

➤ *Disponibilité du financement nécessaire*

Les recherches en vue du stockage sont financées par les producteurs de déchets en application du principe pollueur-payeur. Ce dernier a été rappelé dans le cadre du contrat quadriennal entre l'Etat et l'Andra pour la période 2001-2004. Le financement nécessaire est acquis jusqu'en 2005. La question de la phase de transition avant les éventuelles décisions de 2006 n'a toutefois pas encore été abordée de manière détaillée. Par ailleurs, les recherches bénéficient également des contributions propres des organismes de recherche comme le CEA ou le CNRS.

4.3 – Les recherches menées dans le cadre de l'axe 3 : conditionnement et entreposage

4.3.1 – Introduction

Les déchets radioactifs provenant de l'industrie électronucléaire sont pour l'essentiel conditionnés au fur et à mesure de leur production sous des formes garantissant leur confinement. Les producteurs responsables de ces déchets ont créé des installations d'entreposage pour assurer leur gestion en toute sûreté. Certains déchets anciens font l'objet de programmes de reprise, conditionnement et entreposage.

Le CEA, en tant que pilote de l'axe 3 des recherches pour la gestion des déchets doit s'assurer qu'un mode de conditionnement et qu'une solution d'entreposage seront disponibles pour chacune des catégories de déchets, conditionnés ou non à ce jour, en conformité avec les critères de prise en charge de l'ELD ou du stockage en formation géologique profonde.

Les objectifs sont d'assurer un confinement sûr et durable sous la forme d'objets manutentionnables, les colis, et d'autre part de protéger durablement ces colis et d'en garantir la possibilité de reprise à terme dans des installations d'entreposage de longue durée en surface ou en subsurface.

Le CEA a créé sur le centre de Valrhô à Marcoule un Centre d'Expertise sur le Conditionnement et l'Entreposage des matières Radioactives (CECER). Il s'agit :

- de mettre à disposition les compétences et les moyens du CEA dans ce domaine,
- d'offrir une plate-forme d'essais et de développements scientifique et technologique de systèmes et de prototypes de conteneurs et d'installations pour la gestion des matières radioactives,
- de renforcer la visibilité et la connaissance du public vis à vis de ces activités, et en particulier, de la gestion des déchets.

Le CEA intervient avec les producteurs et l'Andra en vue d'explorer les améliorations possibles pour la fabrication des colis dans l'objectif de dégager des performances supplémentaires :

- méthodes de caractérisation et de tri,
- réduction de volume,
- études et amélioration des matrices et des conteneurs,
- connaissance des colis,
- étude de leur comportement à long terme.

Les colis

Les colis pris en compte dans ces programmes sont les suivants :

- a) Les déchets conditionnés au standard industriel des usines de la Hague du palier UP3, qui conditionne les produits de fission dans les verres (CSD-V), et les coques et déchets technologiques en étui métallique après super compactage (CSD-C). On y adjoint un flux réduit de déchets cimentés et un stock de déchets bitumés non susceptibles de stockage en surface.
- b) Les déchets du cycle industriel antérieur au palier UP3 et les déchets de la recherche. On distingue :

- des déchets conditionnés pour lesquels les documents de connaissance sont en cours d'élaboration ou en projet. Les colis de catégorie B et C qui seront produits par les opérations d'assainissement entrent dans cette catégorie.
 - des déchets non conditionnés pour lesquels la recherche vise à proposer aux exploitants producteurs des modes de conditionnement compatibles avec les systèmes de gestion existants ou en cours d'étude.
- c) Les déchets de l'industrie nucléaire du futur qui pourraient exiger de nouveaux conditionnements selon les scénarios qui pourraient être retenus.
- d) Les colis de combustibles usés (CU) qui ne seront pas retraités à court terme et sont actuellement entreposés en piscine. En France les CU ne sont pas considérés comme des déchets, sachant qu'il est possible de les traiter pour récupérer les matières énergétiques valorisables qu'ils contiennent, soit plus de 10 000 Tep par assemblage combustible, c'est-à-dire plus de 24 millions de tonnes équivalent pétrole pour l'ensemble des combustibles usés déchargés chaque année du parc de réacteurs EDF.

Le CEA intervient dans l'objectif de conditionner les déchets qui ne le sont pas encore et de pérenniser et poursuivre les progrès de l'industrie du conditionnement.

Tous ces colis se classent en trois groupes : déchets « B », déchets vitrifiés, et colis de combustibles usés. Ils se présentent très différemment les uns des autres. Les premiers représentent un volume important et une grande diversité. Les autres sont très standardisés et émettent de la chaleur.

La continuité entre Entreposage et Stockage est assurée a minima par « le colis primaire d'entreposage ». Le colis primaire d'entreposage est défini comme étant celui qui garantit la possibilité de le reprendre à la fin de la période d'entreposage en répondant aux spécifications de l'entrepôt et en étant compatible avec les traitements ultérieurs envisagés.

Ce colis est dans la grande majorité des cas identique au colis primaire émis par le producteur. On s'efforcera de le faire répondre aux spécifications du stockage.

L'entreposage

Le CEA doit présenter des solutions d'entreposage de longue durée en surface et en subsurface pour chacun des trois groupes identifiés ci-dessus.

L'entreposage de longue durée se caractérise par le fait que sa conception, sa réalisation et son mode d'exploitation permettent, dès l'origine, d'envisager un entreposage d'une seule traite sur une durée séculaire contribuant ainsi à accroître l'ouverture et la flexibilité des solutions envisageables pour l'aval du cycle.

Les recherches conduites par le CEA ont donc pour finalité de produire des principes de conception concrétisés par des concepts d'installations ayant la capacité technique, inscrite dès l'origine dans leur cahier des charges, à assurer la protection des colis et leur reprise ultérieure dans des conditions de sûreté garanties sur des durées séculaires.

Il y a deux manières de répondre aux objectifs de longue durée :

- soit en faisant appel aux techniques d'entreposage industriel existantes. On considère alors que l'autorisation d'exploitation serait renouvelée par étapes successives après des opérations de grande visite et de remise en conformité, ou bien qu'une nouvelle installation serait mise en service.
- soit en mettant en œuvre des entreposages spécifiquement étudiés pour la longue durée.

Il y aura donc, en tout, six scénarios pour lesquels des solutions seront proposées, comme indiqué dans le tableau ci-dessous. Toutefois, déchets vitrifiés et combustibles usés relèvent pour l'essentiel de la même problématique en ce qui concerne la thermique par exemple et pourraient faire l'objet de propositions proches techniquement.

	Combustibles usés	Déchets vitrifiés	Déchets de moyenne activité à vie longue
Surface	X -----	-----X	X
Subsurface	X -----	-----X	X

Le rapprochement technique entre combustibles usés et déchets vitrifiés, figuré dans ce tableau par les lignes pointillées, a pour limite la spécificité des choix de conteneurage de chaque forme physico-chimique.

4.3.2 – Le Combustible Usé

Les études de comportement à long terme du combustible usé ont démontré la difficulté, voire l'impossibilité, de garantir l'intégrité de la gaine sur les durées de l'ELD.

Il est donc nécessaire de concevoir un objet constitué de deux barrières qui ne présentent pas de mode commun de dégradation. Les assemblages seront placés dans des étuis reprenables en fin de période d'entreposage car protégés de la corrosion par la conception de l'entrepôt. Ces étuis à la fin de la période d'entreposage sont compatibles avec la tête d'usine de La Hague pour retraitement ou avec le stockage géologique.

Ces étuis constituent le colis primaire d'entreposage.

4.3.2.1 – Conteneur de stockage de combustible usé compatible avec l'entreposage

Une collaboration entre Andra, EDF et CEA a été mise en place depuis 2001 et porte sur la conception et la réalisation de démonstrateurs de conteneurs de combustibles usés pour le stockage compatibles avec la phase d'entreposage.

En effet, le cahier des charges fonctionnel d'un conteneur de stockage produit par l'Andra est différent de celui du conteneur d'entreposage décrit plus loin. Ainsi, les exigences du conteneur de stockage en termes de flexibilité sur la reprise du combustible sont moindres tandis que les contraintes sont plus fortes sur la puissance thermique acceptable. De plus, la résistance à des conditions environnementales de type stockage profond pendant des temps de l'ordre de 10000 ans sont à inclure dans le cahier des charges.

Ce cahier des charges a été rédigé courant 2002 et l'APD débutera début 2003. Bien que présentant des variantes, le conteneur de stockage aura des points communs avec le conteneur d'entreposage. En particulier l'option étui individuel est retenue par le groupe de travail. De plus, le matériau de l'étui est commun aux deux concepts et une réflexion est engagée pour converger sur un choix identique du matériau de conteneur.

Les éléments de démonstration fonctionnelle sont, pour l'essentiel, communs aux études sur les conteneurs d'entreposage et aux études de conteneurs compatibles entreposage-stockage.

La démarche de démonstration de durabilité est elle aussi commune aux deux conteneurs. Une réflexion en cours conduira, d'ici début 2003, à des conclusions quant à la valorisation du programme en cours sur le conteneur d'entreposage vis-à-vis du conteneur de stockage, voire à la mise en place de maquettes et d'éprouvettes complémentaires.

4.3.2.2 - Spécification et conception du colis de combustibles usés pour l'entreposage

Le conteneur d'entreposage est au cœur de la démonstration de sûreté : c'est l'objet manutentionnable, assurant les fonctions essentielles de confinement et d'évacuation des calories. Il est par ailleurs l'interface avec l'installation et subit donc les diverses agressions comme la corrosion et les éventuels dysfonctionnements du système de refroidissement.

Par ailleurs, un des éléments génériques essentiels du cahier des charges est la durabilité du colis dans les conditions d'entreposage sur des échelles de temps dépassant largement l'expérience industrielle actuelle.

Les enjeux de la conception portent sur :

- la longue durée en entreposage,
- l'accueil de tout l'inventaire des combustibles usés,
- la compatibilité avec le stockage,
- le coût,
- la reprise dans des conditions sûres et économiquement viables après la période d'entreposage,
- la garantie de la fiabilité des procédés de fabrication et de conditionnement pour améliorer la tenue dans le temps.

Le choix des matériaux est guidé par des considérations liées aux régime de corrosion. Ainsi, on choisira un matériau présentant un régime de corrosion généralisée pour le conteneur. Ce choix est cohérent avec les options de conception de l'entrepôt lui-même, qui doit être en mesure de garantir une atmosphère de corrosion sèche pendant toute sa durée d'exploitation. Le conteneur présentera donc une altération par corrosion prédictible et faible. L'étui quant à lui, sera réalisé en acier inoxydable et placé dans le conteneur sous une atmosphère inerte d'hélium pour ne pas risquer de corrosion par piqûres.

Les matériaux de référence sont aujourd'hui l'acier inoxydable de type 18Cr-10Ni pour l'étui et l'acier ou la fonte pour le conteneur. Aucune surépaisseur consommable n'est prévue pour la corrosion si les études confirment que les entrepôts assurent un régime de corrosion sèche. L'épaisseur de la virole du conteneur est donc faible, de l'ordre de 50mm, uniquement dimensionnée par les contraintes de résistance mécanique. Le système de fermeture de référence est aujourd'hui la soudure pleine épaisseur. La compatibilité avec le stockage se fait soit par reprise de l'étui et intégration dans un conteneur de stockage, soit directement, en transformant le conteneur d'entreposage en conteneur de stockage. Ce choix sera fait en fonction des études en cours sur le conteneur de stockage.

4.3.2.3 - Programme de démonstration

Au-delà des activités de conception (cahier des charges fonctionnel, esquisse de l'objet et dimensionnement), il est nécessaire de valider le fait que l'objet conçu remplit bien les fonctions demandées, en particulier celles liées à la longue durée. Comme ces exigences vont bien au-delà des contraintes industrielles actuelles, la garantie d'atteinte des performances s'appuie sur un programme de démonstration qui se décline en trois besoins distincts.

Démonstration de la faisabilité technologique du colis – (2001-2002)

L'objectif de cette partie du programme a été i) de valider la faisabilité de la méthode de fabrication (solution moulée avec insert acier pour la fonte et solution mécano-soudée pour l'acier), de mettre en évidence les difficultés, d'acquérir des éléments de coûts, ii) de préparer la fabrication de plusieurs prototypes pour le programme de démonstration fonctionnelle et iii) de préparer les données et procédés concernant la fabrication industrielle du colis (soudure, contrôles,...). Les développements

2002 ont abouti à la fabrication des premiers composants du colis : une virole en fonte mince est disponible depuis la fin du premier semestre 2002, ainsi que des étuis réalisés à l'échelle 1 selon des spécifications « courantes », les études détaillées n'étant pas encore terminées. Par ailleurs, une étude de niveau APS lancée à l'automne 2002 permettra de figer les options de conception du conteneur et de l'étui et de valider leur dimensionnement mécanique. Des études de fabrication seront lancées début 2003 sur ces bases en vue de la réalisation d'étuis et d'un premier conteneur en deuxième partie de l'année 2003.

Démonstration de la durabilité du colis – (2001-2005)

L'objectif est de produire des méthodes, des règles et des exemples de solutions technologiques qui permettront d'assurer que les conteneurs sont conçus et construits de telle façon que leur fiabilité vis à vis de la longue durée puisse être établie avec un bon niveau de confiance. Les études seront centrées sur les deux points les plus pertinents vis-à-vis de la longue durée pour les conteneurs : étanchéité et intégrité. Les résultats attendus de cette partie expérimentale sont des lois de dégradation ou de défaillance des différents composants des conteneurs, ainsi qu'une validation de la tenue dans la durée de différentes solutions (soudure pleine épaisseur ou joint fusible, procédé TIG, FE ou laser).

Pour chaque couple de système de fermeture/matériau, les vieillissements thermiques seront effectués à deux températures : température nominale T1 et T1+100°C.

L'année 2002 et le début 2003 auront vu la mise en chauffe et la réalisation des expertises t0 sur 14 maquettes représentatives de l'étui et 14 maquettes représentatives du conteneur (procédés de soudure TIG, laser et FE). L'année 2003 permettra, si le procédé aboutit, de procéder à la mise en chauffe de maquettes fermées par joint fusible.

En soutien aux essais sur maquettes, des essais de vieillissement sur éprouvettes de petites dimensions sont réalisés pour répondre à des besoins spécifiques, étendre le domaine de température et préparer ou moduler les expertises sur maquettes.

Sur chaque type de maquette le programme consiste en expertises non destructives périodiques (taux de fuite, géométrie) et en expertises destructives (métallographie et essais mécaniques), à l'état initial, à 1 an et à 3 ans (puis, en perspective de la phase de mise en œuvre, à 10 ans).

Quatre étapes principales jalonnent ce programme :

- 2002 - 2003 : début des essais de vieillissement sur maquettes et éprouvettes,
- 2003 : début des expertises au bout de 1 an,
- 2005 : expertises au bout de 3 ans.

Démonstration de la fonctionnalité du colis

L'objectif, fixé dès 2001, était de spécifier et définir le programme d'essais de démonstration fonctionnelle. Il s'agit donc de montrer la capacité technique à réaliser certaines fonctions et tester si ces fonctions répondent aux besoins exprimés.

A partir de l'analyse fonctionnelle du colis, un certain nombre de besoins en démonstration ont été mis en évidence, qui sont regroupés en six thématiques de validation :

- Th1 : validation des procédés de chargement et de déchargement,
- Th2 : validation des procédés de conditionnement et de reprise, y compris la réouverture du conteneur pour le retraitement,
- Th3 : validation du fonctionnement thermique du colis en entreposage,

- Th4 : validation de la tenue mécanique du colis,
- Th5 : validation du transport du colis,
- Th6 : validation des procédés de caractérisation, de contrôle et de surveillance du colis.

Les thématiques 1, 2, 3 et 6 vont donner lieu à des développements et des démonstrations à l'échelle 1 sur la plate-forme technologique :

- réalisation d'étuis et de conteneurs et démonstrations des manutentions devant être effectuées en cellule sur ces objets ; les manipulations consisteront à charger et décharger des étuis dans des conteneurs, avec mise en place des couvercles correspondants, mais sans aucune opération de fermeture réelle par soudure. Ces tests seront conduits sur des conteneurs d'entreposage et de stockage.
- essais de séchage, menés sur un étui muni d'un assemblage chauffant disposé verticalement.
- tests d'inertage, qui concernent le conteneur de stockage et le moyen d'en assurer le remplissage en hélium dans le cas d'un procédé de soudure de type FE, conduisant à une mise sous vide lors de l'opération de fermeture. Cette démonstration sera menée sur une enceinte non représentative de la dimension réelle du colis.
- L'année 2003 doit permettre d'étudier ces différents bancs d'essais et de commencer les approvisionnements pour leur réalisation, la plate-forme d'essais étant préparée en parallèle.

Les principales phases sont les suivantes :

- 2003 : études préliminaires (implantation, métrologie,...), approvisionnement et début des essais de démonstration fonctionnelle,
- 2004 : fin des essais et interprétation.

Dispositif expérimental de vieillissement des systèmes de fermeture pour démontrer la durabilité du conteneur



Ce planning permet au CEA de respecter les engagements contractuels pris envers l'Etat :

- fin 2002, « réception d'un démonstrateur fonctionnel de conteneur de combustibles usés, permettant de valider la mise en étui et de vérifier la fiabilité du dispositif de fermeture », cet engagement a été tenu à la date prévue.
- fin 2004, « qualification de conteneurs pour l'entreposage de longue durée ».



Conteneur d'entreposage moulé en fonte, avec insert acier (échelle 1)

4.3.3 - L'entreposage de longue durée des colis de combustibles usés

4.3.3.1 - Etudes de concepts

Les éditions précédentes de ce document ont retracé l'abandon progressif de concepts insuffisamment compétitifs (par exemple CENTAURE), ou trop complexes (COFRE). Les connaissances acquises ont, bien entendu, été capitalisées.

Les études, depuis 2001, se concentrent sur :

- Une solution casemate de surface, de type CASCAD.
- Une solution sur site. On examinera de manière détaillée l'aptitude à la longue durée d'une solution industrielle existante et mise en œuvre aux Etats-Unis par exemple : le silo horizontal.
- Une solution de subsurface pour laquelle la géométrie retenue est de type « puits ». En effet les géométries « en tunnel » sont déjà étudiées dans le cadre du projet Yucca Mountain au USA (dans un contexte différent, mais présentant des similitudes notamment pour la phase réversible et ventilée du stockage) ou des études EDF (concept « caveau ») ; on pourra donc bénéficier de l'acquis de ces études.

En 2002, ont été menées les études préliminaires sur deux concepts sélectionnés, débouchant sur un dossier d'Avant Projet Sommaire (APS).

Le dossier APS est un dossier d'intégration qui comprend : une partie technique (conception générale, manutention, thermique, corrosion, dimensionnement radiologique et du génie civil, surveillance, maintenance, rejets, sécurité), une partie évaluation de sûreté conduisant à un Dossier d'Options de Sûreté (DOS) et une partie technico-économique.

Les concepts retenus sont l'entreposage centralisé de surface en casemate, de type CASCAD, et l'entreposage centralisé en subsurface. Un type unique de colis a été choisi comme donnée d'entrée : c'est un conteneur d'une capacité de 7 assemblages UOX. La plupart des résultats acquis dans les

études pourront être transposés à d'autres types de colis, comme des colis UOX avec un autre nombre d'assemblages, des colis de combustibles MOX ou des colis de déchets vitrifiés.

Il en ressort les points clés suivants :

Gestion de la thermique et corrosion à long terme

La faisabilité d'un fonctionnement en corrosion sèche (faible humidité relative) semble acquise en tirant parti de la puissance résiduelle des colis pour maintenir leur paroi à une température suffisante. Dans ces conditions de sûreté passive, l'extrapolation à long terme de la corrosion des colis est plus robuste.

Un laminage périodique des débits de refroidissement est nécessaire entre le début et la fin de l'entreposage (2 à 3 fois dans la vie de l'installation) afin de s'adapter à la diminution de la puissance thermique des colis (diminution d'un facteur de plus de 10 dans les cas défavorables).

Dans le cas des études de concepts casemate et subsurface, on peut avancer des durées de fonctionnement en corrosion sèche de 100-150 ans.

Durabilité de l'infrastructure

La durabilité du béton armé conditionne en premier lieu celle de l'infrastructure. Les études de concepts menées en 2002 ont visé à limiter les températures de fonctionnement et les gradients thermiques, afin de réduire :

- la perte hydrique du matériau, qui est un paramètre clé pour le transport des agents agressifs,
- la fissuration.

Le dimensionnement a été mené en utilisant des méthodes d'ingénierie. Des études plus approfondies, utilisant notamment les avancées scientifiques du CEA, permettront d'évaluer le degré de conservatisme des normes et méthodes appliquées.

Dans le cas du concept de subsurface, le site n'étant pas défini, les données d'entrée d'un site générique appelé « site virtuel » ont été utilisées. Ce n'est pas un obstacle à ce stade de l'étude sur le plan technique. Le concept de site virtuel comprend :

- des caractéristiques géologiques (géomécaniques, hydrologiques) suffisamment répandues pour ne pas préjuger d'une implantation précise sur le territoire français ;
- des données sur les risques externes (probabilités de chute d'avion, sismicité...).

On peut relever les points suivants :

- dans une roche d'excellentes caractéristiques, la seule excavation des galeries et puits suffirait à assurer les propriétés thermomécaniques voulues ;
- dans une roche de caractéristiques moyennes à bonnes, un revêtement en béton devrait renforcer les propriétés du géomatériau, et notamment sa tenue aux contraintes thermiques ;
- les contraintes de protection physique de l'installation (anti-intrusion, protection des matières, agressions volontaires, ...) sont importantes et parfois dimensionnantes dans la conception de l'installation. Un exemple concret est la nécessaire protection des ouvertures de l'installation, qui va à l'encontre de l'évacuation de la puissance résiduelle (les obstacles augmentent la perte de charge).

Une étude d'ensemble plus détaillée sur la subsurface ne semble pas utile tant que l'on travaille sur un site virtuel.

Le DOS (dossier d'options de sûreté), ou une version se concentrant sur les spécificités de l'ELD sera présenté à l'Autorité de Sûreté au premier trimestre 2003. Les principes suivants seront mis en avant et leur application sera démontrée :

- passivité : le besoin de systèmes actifs pour assurer la sûreté est minimisé ;
- les colis entreposés restent intègres, et leur reprise possible à tout moment ;
- les installations résistent aux diverses agressions (séismes, inondations, ...) et à leur évolution prévisible (marges) ;
- l'impact lors de situations accidentelles hypothétiques reste faible ;
- le délai de réaction laissé à l'exploitant lors de situations dégradées est raisonnable et s'améliore au cours du temps qui passe.

En complément aux études de définition des deux études d'APS, il a été procédé à l'examen de l'aptitude à la longue durée d'une solution d'entreposage sur site en silo horizontal (mise en œuvre aux USA). Du fait de la capacité thermique élevée des colis (24 assemblages par conteneur), les durées d'exploitation en corrosion sèche sont intéressantes (fonctionnement en corrosion sèche sur 200-250 ans, voire 300 en refermant les ouïes de ventilation). Ces chiffres doivent être considérés avec précautions en raison des incertitudes de calcul. La durabilité de la casemate en béton armé, dimensionnée suivant les normes américaines, est en cours d'évaluation par le CEA (perte hydrique, fissuration, ...). L'avantage technico-économique éventuel sera aussi évalué.

Restent à mener des études ponctuelles pour argumenter la transposition des colis à 7 UOX vers les colis de combustibles MOX et les colis de déchets vitrifiés (évolution des puissances unitaires, des dimensions et des hauteurs de chute acceptables).

Seront aussi à approfondir les points techniques clés pour la durabilité, visant à diminuer les incertitudes sur les durées pour lesquelles on peut garantir un régime de corrosion sèche dans l'entrepôt.

Les incertitudes sur ces durées sont relativement fortes pour plusieurs raisons :

- la température des colis est directement liée aux échanges convectifs, lesquels sont mal connus dans les régimes d'écoulement qui nous intéressent. Ceci motive la réalisation en 2003 d'expériences de démonstration et de qualification des modèles thermiques utilisés, dans des conditions représentatives de la réalité des installations ;
- lors de transitoires liés par exemple aux cycles jours/nuits, en raison des inerties thermiques du conteneur et de l'installation, il est possible de dépasser ponctuellement les critères d'humidité relative que l'on s'est fixés (40% HR). Les marges de sécurité à prendre en compte dans le dimensionnement pour s'affranchir de ces effets doivent être affinées, par le biais d'une qualification expérimentale.

En parallèle à ces efforts de modélisation/dimensionnement, certaines dispositions constructives permettant d'augmenter les performances seront étudiées en 2003 :

- augmentation de la capacité thermique des colis ;
- limitation des échanges thermiques dans les zones « froides » du conteneur.

Des programmes de recherche, bénéficiant de collaborations nombreuses, viennent compléter les études conceptuelles en support à la démonstration de performance. Ils concernent essentiellement :

- la thermique ;
- les matériaux d'infrastructure et la sismique.

4.3.3.2 - La thermique

En complément de l'expertise des travaux réalisés par les ingénieries les travaux du CEA ont permis :

- de mettre en évidence expérimentalement la forte hétérogénéité des coefficients d'échange, dans une configuration proche de celle du concept de subsurface (expérience PROMETHEE) ; ceci est directement lié aux performances de corrosion sèche. Cette expérience sera adaptée en 2004 pour qualifier les dispositions constructives permettant de réduire ces hétérogénéités ;
- de fournir des données de base fiables pour le dimensionnement des concepts (pertes de charges dans les coudes de galeries de subsurface : expérience SIGAL).

4.3.3.3 - Les matériaux d'infrastructure et la sismique

4.3.3.3.1 - Entreposage de surface

Le programme de recherches sur le comportement des bétons en température mené entre 1999 et 2002 a abouti à plusieurs conclusions. On retiendra en particulier :

- l'importance du séchage sur l'évolution des propriétés de transport dans le béton et par voie de conséquence sur la durabilité de la structure. Les effets mécaniques observés sur des éprouvettes de laboratoire sont importants et l'exploitation de mesures sur maquette à grande échelle permet d'évaluer le poids relatif des différents phénomènes dans un cas où les couplages Thermo-Hydro-Mécaniques sont forts ;
- les effets de la cinétique de montée en température et du cyclage thermique sur les propriétés THM des bétons existent mais restent assez limités. Le cyclage thermique ne modifie pas sensiblement les propriétés résiduelles d'un béton BHP standard et n'engendre pas d'endommagements supplémentaires de type fatigue. Il est donc confirmé que l'évolution des propriétés du béton en fonction de la température est exclusivement contrôlée par son niveau de déshydratation.

Les principaux champs d'investigation restant à couvrir concernent l'adoption de modèles THM mieux adaptés à la description du comportement du béton en température. En particulier, la prise en compte de couplages forts entre la mécanique et les phénomènes hydriques est nécessaire à une description plus complète des phénomènes mis en jeu mais surtout elle est essentielle à la description de l'état d'endommagement d'une structure soumise à un séchage poussé. Ces développements nécessitent des essais de caractérisation dédiés à différentes échelles et différents types de chargements THM. D'autres aspects seront également abordés en particulier le comportement en température d'un béton à base de ciment de type CEM V (clinker, laitier, cendre) ainsi que la problématique de l'interface pâte/granulat.

4.3.3.3.2 - Entreposage de subsurface

Quatre types d'actions sont menés en accompagnement de l'élaboration des concepts d'entreposage en subsurface. Il s'agit d'élaborer :

- les connaissances et outils permettant d'éclairer les choix de concepts,
- les méthodes et critères de choix de site sur le territoire national,
- les connaissances et méthodes permettant de quantifier et accroître le niveau de confiance dans la solution d'entreposage, en s'appuyant sur une prédition crédible du fonctionnement de l'ouvrage, en situation normale et incidentelle,
- les méthodes de la quantification des mouvements sismiques en profondeur.

Connaissances et outils permettant d'éclairer les choix des concepts

En premier lieu, on élaboré (veille technologique ou R&D) les modèles (au sens de jeux d'équations physiques) des principaux phénomènes en jeu dans l'ouvrage. Le phénomène majeur est la thermo-élasticité de la roche soumise au dégagement thermique des colis. Cependant l'effet de la présence d'eau est étudié, notamment par la mise en place d'une confrontation expérimentale sur la Thermo - Hydraulique en milieu poreux (code MC3D). Le modèle THM, une fois sa validation satisfaisante, sera exploité de façon à déterminer les domaines paramétriques de la roche hôte pour lesquels la présence d'eau dégrade les propriétés d'usage de celle-ci. De même, une large veille est entreprise sur le thème de l'altération de la roche hôte à échelle de temps séculaire, donnant lieu si besoin à un modèle THMC de l'ouvrage.

Ensuite, pour rendre ces modèles exploitables dans un contexte d'ingénierie et de conception d'ouvrage, on a développé dans le logiciel CAST3M un simulateur de l'ouvrage en situation normale ou accidentelle. Ce simulateur, limité pour le moment à la thermoélasticité, sera enrichi de manière à tenir compte de l'endommagement de la roche en température et éventuellement de sa rupture. L'enseignement tiré des études phénoménologiques pourra également conduire à compléter cet outil.

Méthodes et critères de choix de site

On rappelle d'abord que la roche du site ne participe pas à la fonction de confinement. Dans ce cadre, les actions engagées en 2002 ont conduit à un consensus assez large parmi des intervenants CEA d'horizons variés (sûreté, géosciences, environnement, qualité, ingénierie) sur une liste de critères techniques principaux permettant d'écartier les sites inadéquats. Il est souhaitable que ce consensus soit élargi en 2003 à une communauté d'experts extérieurs au CEA, par exemple par la constitution d'un groupe de travail menant l'exercice consistant à vérifier l'applicabilité de ces critères sur des sites réels bien reconnus, dont les sites nucléaires. Les techniques proprement dites de caractérisation de site seront développées dans deux axes permettant la localisation des discontinuités et la détermination de la « qualité » des différentes zones : imagerie grande échelle des paramètres mécaniques par sismique Très Haute Résolution et caractérisation de la fracturation par des techniques de géostatistique.

Démonstrateurs

La réalisation de prototypes pour les divers composants techniques de l'ouvrage est à envisager. Pour le site qui serait retenu pour la réalisation d'un entreposage, les deux derniers points devront être traités par diverses expérimentations **sur ce site même**. Il importe dès maintenant de se préparer à réaliser ces expérimentations, en définissant un protocole validé, éventuellement transférable à un industriel. On prépare deux types d'expérimentations : la première devra permettre de vérifier la durabilité de l'ouvrage sous chargement thermomécanique et la capacité du concepteur à simuler son évolution y compris jusqu'à la rupture en scénario accidentel. La seconde pourrait traiter de même le fonctionnement thermo-aéraulique, notamment en présence de venues d'eau d'infiltration dans les puits ou galeries. Il est enfin utile de s'interroger dès maintenant sur la pertinence d'une expérimentation dédiée au mouvement des joints entre blocs de roche sous sollicitation thermique.

La quantification des mouvements sismiques en profondeur

Le programme de recherche en sismique (SISPRO) destiné à évaluer la quantification des mouvements sismiques en profondeur en vue de bâtir une méthode de dimensionnement parasismique d'un entreposage de subsurface, s'appuie sur l'étude de signaux sismiques et leur modélisation par des moyens numériques réalistes.

Le premier volet du programme SISPRO est l'acquisition de données, françaises et étrangères, selon un nouveau programme expérimental destiné à enrichir les bases déjà existantes à l'étranger. Ainsi, les premières mesures ont été collectées au Laboratoire Souterrain à Bas Bruit (LSBB, Pays d'Apt,

France). Les études préliminaires conduites sur le site du Belvédère de Marcoule ont conduit à exclure ce site en raison de son important bruit de fond. L'instrumentation de trois nouveaux puits sur la Colline du Médecin du site de Cadarache, complétée par une station de référence en surface, a été réalisée entre fin 2002 et début 2003. Par ailleurs, un forage sur le site de Monbonnot (Vallée de l'Isère) a été réalisé à 46 m de profondeur pour recevoir une instrumentation complémentaire de celle équipant le forage IRSN (530 m) et du capteur de surface.

L'autre volet du programme concerne la modélisation. L'enjeu est d'établir des lois empiriques statistiques de l'atténuation des mouvements sismiques avec la profondeur. On utilisera les signaux des sites de Hualien (Taïwan) et Kamaishi (Japon) que l'on complètera ensuite par des données enregistrées en contexte français. Les premiers résultats montrent une tendance à l'atténuation rapide dans les premières dizaines de mètres, suivie d'un comportement asymptotique de cette décroissance. Des modélisations avec les conditions géologiques du site de Marcoule montrent que la variation avec la profondeur est contrôlée par de nombreux paramètres (taille et position de la source,...). Les développements en R&D sur une méthode numérique pouvant calculer la réponse sismique d'une topographie 3D ont été validés en 2002 et seront, si possible, confrontés à des mesures obtenues sur un relief connu. Ces développements représentent une technique nouvelle à l'échelle mondiale.

Ces différentes études conduisent à analyser l'influence des paramètres contrôlant la variation du mouvement avec la profondeur : l'influence du mécanisme de radiation à la source du séisme, sa durée, son contenu fréquentiel sont analysés à l'aide de modélisation 1D et seront poursuivies. On insistera particulièrement sur l'influence relative des différents paramètres en fonction du contexte géologique et des caractéristiques de la source sismique.

Les premiers essais de couplage entre des méthodes numériques simulant un signal sismique en profondeur et celles utilisées pour le calcul de la réponse des structures sont initiés dans le cas du concept de l'APS subsurface.

Enfin, en l'absence de site précis, une réflexion sera entreprise sur la prise en compte de l'aléa sismique dans le projet d'entreposage en subsurface, et sur l'intérêt de la méthode probabiliste de calcul des périodes de retour des accélérations spectrales développée au CEA.

4.3.3.4 – Collaborations

Indépendamment de nombreuses collaborations existantes dans le cadre des programmes de recherche, il est fondamental de partager les principes défendus pour la conception de l'entreposage de longue durée. EDF est partie prenante dans ces travaux. La démarche de sûreté est au cœur de cette collaboration. Il faut en revanche intensifier les relations internationales. Aujourd'hui, les contacts pris avec BNFL ont donné lieu à de multiples échanges thématiques, préparant la voie à une coopération formelle. Les contacts avec NAGRA et ENRESA se sont transformés en coopérations concrètes au sein du programme européen SFS (5^e PCRD). Un cadre international naturel, au-delà des contacts bilatéraux, est le comité RWMC (Radioactive Waste Management Committee) de l'OCDE/AEN. Il est souhaitable d'en sensibiliser les membres aux concepts avancés de conditionnement et d'entreposage développés et de confronter les discours sur l'entreposage qui se font jour dans divers pays, dans le sillage des travaux français.

4.3.3.5 - Perspectives 2004-2005

Suite à l'analyse critique des concepts d'entrepôts pour combustibles usés développés par les ingénieries, les programmes de recherches nécessaires pour lever les points durs apparus au cours de ces études seront poursuivis (gestion sur le long terme de la corrosion sèche, construction de la confiance autour de la durabilité du béton sur 300 ans), afin de disposer des études de définition d'entrepôts à fin 2005.

Les études de définition actuelles seront complétées par :

- des travaux visant à établir des éléments de normalisation pour la longue durée, impliquant les partenaires industriels et les instituts de normalisation (2003-2005),
- des études de performances sur les concepts d'entreposage en site générique (durabilité, sûreté, impact, etc.).

A partir de 2004, l'entreposage de colis plus prospectifs issus de la séparation poussée ou de nouveaux types d'assemblages sera aussi évalué.

4.3.4 – Entreposage des déchets C

Le colis primaire d'entreposage est identique au colis primaire du producteur, le CSD-V ; il s'agit du verre dans son conteneur inox R7/T7.

La problématique de l'entreposage de longue durée des déchets C est voisine de celle du combustible usé notamment sur l'aspect thermique. Le CEA proposera en fin 2003 une étude d'adaptation aux déchets vitrifiés des APS d'entrepôts élaborés en 2002 pour les colis de combustibles usés en s'inspirant des résultats de l'étude des potentialités relatives à la longue durée de l'entrepôt E/EV/SE.

Pour le stockage, l'Andra a conclu, en 2002, sur la nécessité de prévoir un surconteneur pour le stockage des colis de déchets vitrifiés afin de protéger le verre de l'eau pendant sa phase de décroissance thermique. Ce surconteneur a été présenté à la CNE lors de l'audition du 19 décembre 2002. En collaboration avec ses partenaires industriels, le CEA proposera en 2003 un dossier de réflexion pour gérer l'interface stockage /entreposage à partir des éléments techniques fournis par l'Andra.

4.3.5 - Les conteneurs pour l'entreposage de longue durée des déchets B

4.3.5.1 - Contexte et objectifs

Les déchets « B » existants ou en cours de production sont pour l'essentiel déjà conditionnés dans des colis primaires que l'Andra prend en compte dans la conception du stockage. Il existe également un faible volume de déchets « B » en vrac, en attente de conditionnement. Les différentes familles de colis existants ou faisant l'objet de spécifications sont passées en revue afin de vérifier qu'il existe, pour chacune d'elles, une voie de gestion de référence permettant leur prise en charge en entreposage de longue durée.

Cette voie peut être :

- l'acceptation du colis tel quel si celui-ci s'avère être en mesure de satisfaire aux contraintes de l'installation. C'est le cas des colis conditionnés au standard industriel des usines du palier UP3 et d'une grande partie des colis anciens,
- un surcolisage éventuel pour compléter le colis afin de le rendre compatible avec la principale contrainte de l'entreposage de longue durée, c'est à dire la capacité de reprise à l'issue de cet entreposage. Typiquement, les colis en acier noir entrent vraisemblablement dans cette catégorie,
- un reconditionnement complet du colis. Ceci sera limité aux colis anciens dégradés pour lesquels un surcolisage ne serait pas suffisant.

Le colis ainsi obtenu est le colis primaire d'entreposage de longue durée.

L'objectif du concepteur d'un entreposage de longue durée est de prendre en charge la totalité des colis primaires existants. Dans cet objectif, le CEA développe une gamme de conteneurs primaires d'entreposage de longue durée pour déchets MAVL qui puissent être utilisés comme surcolisage pour les colis le nécessitant, comme conteneurs primaires pour les déchets actuellement en vrac ou pour reconditionner les colis dégradés.

En outre, conformément aux options d'entreposage décrites dans le paragraphe « L'entreposage de longue durée des déchets B », le CEA développe un conteneur d'entreposage de longue durée de déchets B. La conception du conteneur d'entreposage ne doit pas contraindre le stockage géologique profond. L'objet élémentaire assurant a minima la compatibilité avec le stockage est le colis primaire d'entreposage sortant de l'entreposage.

Dans le cas des déchets B, le colis primaire d'entreposage doit pouvoir aller sans modification au stockage.

Dans le cas où la conception de l'entreposage nécessite l'emploi d'un conteneur d'entreposage sa compatibilité avec le stockage (possibilité de le transformer en conteneur de stockage) est examinée dans le cadre des études relatives à l'entreposage de longue durée.

4.3.5.2 – Les études en cours

Ces études, régulièrement partagées avec l'Andra dans le cadre du Comité Technique Thématique Conteneur, sont structurées autour de deux axes principaux : la R&D matériaux et la conception du conteneur d'entreposage.

4.3.5.2.1 - R&D matériaux

Les conteneurs constituent une barrière de confinement des déchets. Le comportement dans la durée des matériaux dont ils sont composés doit être étudié, que ce soit vis-à-vis des déchets, de la matrice de blocage ou des conditions d'environnement (entreposage ou stockage, atmosphère traitée ou pas).

Les programmes en cours concernent l'ensemble des matériaux susceptibles d'être utilisés : béton pour le conteneur d'entreposage, polymères, acier émaillé ou céramique pour le conteneur primaire. Ils portent en particulier sur les phénomènes de vieillissement dans différentes conditions d'agression : physico-chimiques ou milieu irradiant.

Pour exemple, les premiers résultats montrent un bon comportement de l'acier émaillé sous contraintes mécaniques et/ou chimiques (essais à différents pH et différentes températures) dès lors que la température est inférieure à 100°C. Dans la période 2003-2005, les efforts viseront à obtenir des lois de comportement à long terme des différents matériaux, à partir d'essais réalisés sur des échantillons, de la mise à l'épreuve de démonstrateurs fonctionnels et de modélisations.

4.3.5.2.2 - Conception des conteneurs primaires et du conteneur d'entreposage - Programme Démonstrateurs

La conception est organisée suivant un schéma classique (données de base, pré-étude, étude de détail) et se concrétise dans le programme démonstrateurs fonctionnels qui permettra de :

- garantir le comportement des conteneurs dans la durée en mettant en œuvre des tests de caractérisation comportementale. On étudiera, sur des objets de taille représentative et en conditions réelles le comportement des matériaux retenus, les interfaces (fermetures) et la gestion des gaz ;
- valider l'intégration de l'ensemble des composants du colis et des fonctions d'exploitation en entreposage de longue durée et de stockage :
 - remplissage, manutention, ouverture/fermeture,

- tenue à la chute,
- capacité à être surveillé ;
- vérifier la faisabilité industrielle du procédé de fabrication et des procédés de conditionnement dans les différents matériaux envisagés.

La géométrie et la taille retenues pour les démonstrateurs fonctionnels de conteneurs primaires et de conteneur d'entreposage ont été choisies pour répondre aux objectifs de démonstration listés ci-dessus et ne préjugent en aucun cas des géométries et tailles des démonstrateurs technologiques de conteneurs primaires et conteneur d'entreposage qui seront fournis en 2004.

Un démonstrateur fonctionnel a été réalisé en 2002 pour chacun des matériaux étudiés.

Les essais commencés fin 2002 sur ces démonstrateurs fonctionnels se poursuivront en 2003 et 2004, de façon à permettre la réalisation de démonstrateurs technologiques à fin 2004 de conteneurs primaires pour déchets B. De façon complémentaire, le CEA, ANDRA et EDF ont entamé une réflexion sur un programme démonstrateur relatif au conteneur de stockage de déchets B, pour lequel les résultats obtenus pour le conteneur d'entreposage dans le cadre du programme décrit ci-dessus pourront être valorisés.



Démonstrateurs fonctionnels de conteneurs primaires de déchets B

4.3.5.2.3 - Planning général du projet et production 2005

L'objectif est de proposer les spécifications de conteneurs primaires et d'un conteneur d'entreposage de longue durée, éventuellement compatible avec le stockage. Pour ce faire et jusqu'en 2005, le planning de développement associé est le suivant :

- 2003 : choix des deux matériaux retenus pour le conteneur primaire, en prenant en compte les contraintes du stockage,
- 2003-2005 : R&D matériaux (vieillissement, tenue à l'irradiation),
- 2003-2004 : Tests sur démonstrateurs fonctionnels de conteneurs primaires et de conteneurs d'ELD,
- 2004 : Réalisation de démonstrateurs technologiques,

- 2005 : Spécification des conteneurs.

4.3.6 - L'entreposage de longue durée des déchets B

Le CEA a commencé en 2001 une réflexion spécifique sur l'entreposage de longue durée des déchets B (ELD-B). Une part importante de cette réflexion porte sur l'analyse de l'expérience industrielle de l'entreposage de ce type de déchets puisqu'une des solutions envisageables est l'obtention de la longue durée par étapes successives (prolongation de l'autorisation d'exploitation et/ou transfert dans une nouvelle installation). Le CEA mène aussi des études sur la conception d'une installation à vocation initiale de longue durée (en une seule traite). Dans ce cadre, le choix de répartition fonctionnelle entre les colis et l'entrepôt a amené le CEA à instruire deux options :

1. la première barrière de confinement est assurée par le colis primaire d'entreposage, la deuxième par l'installation. Ceci nécessite un traitement de l'air en entrée de l'installation et une ventilation nucléaire afin de garantir les conditions d'environnement du colis. Cette option est appelée option 1 d'entreposage dans la suite du texte,
2. la première barrière de confinement est assurée par le colis primaire d'entreposage, la deuxième par un conteneur d'entreposage dans lequel sont placés un ou plusieurs colis primaires d'entreposage et qui protège le colis primaire d'entreposage des agressions environnementales. Dans cette option (option 2 d'entreposage), aucune contrainte en matière de traitement d'air n'est reportée sur l'entrepôt.

Une seule option sera retenue en 2003 pour l'étude de définition de fin 2005 pour chacun des modes, surface et subsurface.

4.3.6.1 - Entreposage industriel des colis de déchets B

L'industrie nucléaire bénéficie d'une expérience d'une trentaine d'années sur l'entreposage des déchets B. Toutes ces installations à caractère industriel sont des Installations Nucléaires de Base (INB) où l'entreposage est effectué de manière sûre. Les durées d'exploitation sont prévues à leur conception et sont en général de l'ordre de trente à cinquante ans.

Les derniers entrepôts industriels assurent généralement un rôle de barrière de confinement et l'atmosphère environnant les colis y est régulée et contrôlée (température et/ou hygrométrie).

COGEMA et le CEA ont commencé fin 2002 une étude d'évaluation de la durabilité d'un de ces entrepôts industriels, en l'occurrence l'Entrepôt de Colis Compactés (ECC) de La Hague.

4.3.6.2 - Les études relatives à l'entreposage de longue durée des déchets B

4.3.6.2.1 - Contexte et choix de conception

Les études menées sur l'entreposage de longue durée de déchets B concernent l'ensemble des colis de déchets B déjà produits selon une filière industrielle définie à ce jour et conditionnés en colis (CSD-C, fûts bitume STE3, CBF...) ou à produire (coques en vrac, boues STE2, ...). A partir des modes de conditionnement sous forme de colis proposés pour tous ces déchets, il s'agit de concevoir une installation d'entreposage associée.

Le lieu d'implantation et la date de construction éventuelle de l'installation d'entreposage ne sont pas définis, aussi les études sont développées à partir d'un site virtuel présentant des caractéristiques de site enveloppe (spectre sismique, chute d'avion, conditions climatiques, ...). La durée de vie prévue à la conception de cette installation est séculaire.

Les études préliminaires (plans, dimensionnements) menées jusqu'à fin 2002 ont été réalisées sur un nombre restreint de familles de colis. Les colis primaires de déchets retenus pour les études

préliminaires sont basés sur les colis type définis par l'Andra dans son Modèle d'Inventaire Préliminaire. Pour les études de définition de 2005, le modèle d'inventaire de dimensionnement (MID) de l'Andra sera retenu.

Il existe 42 familles de colis B, de natures et caractéristiques très diverses qui ont été regroupées par l'Andra en 5 colis types nommés B1, B2, B3, B4 et B5. Au stade actuel des études il est retenu de considérer les colis type B2 à B5, le colis type B1 n'étant pas considéré comme dimensionnant pour l'entreposage. Ces colis correspondent aux colis suivants :

- les colis bitumes (B2),
- les colis de coques et embouts compactés (CSD C) (B5),
- les colis de déchets technologiques cimentés (CBFC2) (B3),
- les colis de coques et embouts cimentés (CEC) (B4),

L'inventaire associé établi par l'Andra dans son Modèle d'Inventaire Préliminaire (MIP) dans le cas du scénario S1a « tout retraitement » correspond à environ 130 000 colis, la majeure partie constituée de colis bitume (environ 80 000 colis) et de colis de coques et embouts compactés (environ 27 000 colis). La prise en compte du MID pour les études de définition conduira à actualiser cet inventaire.

Compte tenu de la diversité des déchets pris en compte, l'installation d'entreposage de longue durée est conçue de manière modulaire, un module étant dédié à un type de déchets présentant des caractéristiques similaires (module dédié aux colis bitumes, module dédié aux colis de coques et embouts, ...).

Les études de conception sont réalisées de manière à ce que les colis puissent être repris pour être reconditionnés, ré-entreposés ou bien stockés en formation géologique profonde. Elles sont donc menées en recherchant une forte convergence avec les exigences de conception du stockage profond étudié par l'Andra.

Les études abordent, pour chacune des deux options d'entreposage considérées, l'implantation en surface ou en sub-surface de l'installation, en prenant en compte le fait que le lieu d'implantation et la date de construction éventuelle ne sont pas définis.

Les problématiques identifiées pour les déchets B induisant une potentielle répartition des performances entre les colis et l'entrepôt concernent essentiellement la radioprotection, la gestion des gaz et le confinement des matières radioactives. Les études menées conduisent aux principales réflexions et conclusions suivantes :

- Protection radiologique :

Pour les deux formes d'entreposage (avec et sans conteneur d'entreposage) la radioprotection est assurée par les infrastructures. Les locaux de l'entreposage sont a priori inaccessibles compte tenu du débit d'équivalent de dose régnant dans ces locaux.

- Gestion des gaz :

Les colis existants ne sont pas systématiquement étanches aux gaz du fait de la nécessité d'en évacuer l'hydrogène formé par radiolyse. De ce fait, l'émanation de différents gaz et notamment de gaz radioactifs, d'aérosols et de gaz potentiellement explosifs (hydrogène de radiolyse) contenus dans les colis est à prendre en compte. Cette évacuation d'effluents gazeux induit un rejet chronique de l'installation (en pratique très faible) ainsi qu'une nécessité de gestion des gaz potentiellement explosifs (évacuation, dilution,...).

- Confinement des matières radioactives solides :

Vis-à-vis du risque de dispersion la solution retenue pour l'entreposage de déchets B consiste à interposer entre la matière radioactive et l'environnement deux barrières de confinement dont la répartition s'effectue différemment selon les deux options d'entreposage étudiées et présentées plus en amont. Dans le cas de la première option d'entreposage, une ventilation nucléaire est mise en place et un traitement de l'air est nécessaire dans le cas de colis en acier inoxydable (majeure partie des colis) pour garantir la pérennité de la première barrière de confinement. Dans le cas de la deuxième option d'entreposage (mise en place d'un conteneur d'entreposage en béton), la protection des colis primaires est assurée par le conteneur qui joue de plus le rôle de deuxième barrière de confinement.

Les études menées mettent en évidence que dans le cadre de l'option 2 d'entreposage, le point technique majeur identifié comme pouvant apporter un gain significatif pour la durée de vie de l'ensemble de l'installation est la faisabilité de la mise en place d'une ventilation naturelle avec des colis peu, voire non thermiques. En effet, cette option d'entreposage a pour objectif de minimiser les fonctions allouées à l'installation et ainsi de créer une installation la plus robuste et passive possible, en allouant un maximum de performances au colis d'entreposage. Les fonctions allouées à la ventilation sont essentiellement liées à la gestion des gaz (dilution dans l'entrepôt, maintien d'une atmosphère au voisinage des colis compatible avec la pérennité des colis, ...).

Des études sont en cours et se poursuivront dans les phases ultérieures pour tester et démontrer la faisabilité de la ventilation naturelle aussi bien en surface qu'en subsurface.

4.3.6.2.2 - Présentation de l'installation

Les études sont menées sur la base des principaux éléments de conception suivants.

A leur arrivée sur le site d'entreposage dans des châteaux de transport réglementaires, les colis de déchets sont réceptionnés. Le château de transport est déchargé par l'intermédiaire de moyens de manutention adaptés et fait l'objet d'un contrôle. Il est ensuite déposé sur un engin de transfert et amené au poste d'ouverture du château.

Après ouverture, le colis de déchets est extrait et transféré vers un poste de contrôle simple (débits d'équivalents de dose, contamination surfacique,...). Ce contrôle simple est effectué sur tous les colis. Ceux jugés non conformes font l'objet d'une gestion spécifique et pourront éventuellement être réintégrés dans le cycle normal après traitement.

En cas de mise en place d'un conteneur d'entreposage (option 2 d'entreposage), cette opération est réalisée sur l'installation elle-même et les colis sont alors transférés vers une unité de conteneurage.

Les colis sont, selon leur nature, acheminés vers des modules d'entreposage dédiés.

De plus, il est prévu une zone comprenant deux cellules distinctes :

- l'une dite cellule de super contrôle visant à contrôler un colis de façon exceptionnelle par une opération programmée ou déclenchée sur alerte,
- l'autre dite cellule de reconditionnement pour la gestion de situation incidentelle (chute, dégradation des caractéristiques mécaniques,...) ou la gestion des colis ayant éventuellement subi un contrôle destructif.

Dans tous les cas, les colis de déchets entreposés doivent pouvoir être repris pour être évacués vers un nouvel entreposage ou vers le stockage géologique.

4.3.6.2.3 - Planning général et contenu des études préliminaires

Les phases principales du projet sont les études préliminaires (fin 2002) et les études de définition (2005). Pour chacune de ces phases, deux études d'une installation d'entreposage de longue durée pour déchets B sont menées :

- une étude d'entreposage en surface,
- une étude d'entreposage en subsurface.

Pendant la première phase (2001-2002), pour chacune de ces deux études, les deux options d'entreposage ont été instruites, conduisant à l'étude de 4 concepts d'installation.

Sur la base d'une étude « globale » de faisabilité d'un entrepôt en surface, réalisée en 2001, les études de l'année 2002 ont abordé plus particulièrement les aspects suivants :

- manutention,
- surveillance,
- gestion des gaz (radioactifs, explosifs, corrosifs et/ou toxiques) et leurs impacts,
- dimensionnement des infrastructures aux principaux risques (chutes de charges, séisme, chute d'avion, ...),
- durabilité des infrastructures (identification des problématiques liés aux bétons et aux armatures de béton, ...),
- analyse préliminaire de sûreté et criticité avec notamment la définition d'objectifs généraux de sûreté quantifiés,

L'aspect sub-surface intègre :

- une identification des points propres à la gestion des déchets B dans cette configuration par comparaison aux études conduites en surface et à celles concernant l'entrepôt des déchets de combustibles usés en sub-surface,
- la réalisation d'études ciblées telles la gestion des eaux d'infiltration et la ventilation.

Les études préliminaires comprennent ainsi:

- les éléments de conception des installations,
- le dimensionnement des composants essentiels,
- les études de sûreté se traduisant par un Dossier d'Options de Sûreté (DOS) pour chacune des études ci-dessus qui sera transmis à la DGSNR,
- l'estimation des délais et des coûts de réalisation, d'exploitation et de déconstruction.

En outre, ces études apportent des premiers éléments de réponses aux problématiques spécifiques aux déchets B en particulier en ce qui concerne la gestion des gaz (gaz radioactifs et gaz de radiolyse principalement).

En 2003, il sera procédé à la sélection des concepts qui feront l'objet d'études de définition dans la période 2003-2005. Cette sélection sera réalisée en s'appuyant sur une analyse multi-critères portant notamment sur la comparaison des coûts, de la sûreté par rapport à l'environnement extérieur, du transport, de l'implantation géographique (surface ou subsurface) et de la durabilité.

En parallèle, les points techniques nécessitant une instruction plus approfondie qui ont été mis en évidence par les études préliminaires seront étudiés :

- quel que soit le choix de concept :
 - la garantie de la durée de vie du génie civil en surface ou souterrain,
 - la définition d'un terme source gazeux réaliste nécessaire à la validation des études d'impact sanitaire sur le personnel et les travailleurs,
 - la surveillance de la pérennité de l'ensemble des fonctions allouées à l'infrastructure et aux colis entreposés, notamment :
 - au travers du suivi d'indicateurs jugés pertinents pour évaluer le comportement des composants dans la durée,
 - au moyen d'échantillons témoins....
- dans le cadre de l'option avec conteneur d'entreposage :
 - la faisabilité technique d'une ventilation naturelle pour les colis de déchets MAVL qui sont peu, voire non thermiques,
 - l'évacuation des gaz de radiolyse par diffusion au travers de la coque béton du conteneur d'entreposage dans des conditions environnementales représentatives d'un entreposage de longue durée en surface ou en sub-surface,
 - la protection chimique des colis primaires en acier inoxydable existants, garantie par le conteneur d'entreposage.
- dans le cadre de la sub-surface :
 - la gestion des eaux d'infiltration.

4.3.7 - Etude du Comportement à Long Terme des Colis

4.3.7.1 - Introduction

L'objectif du conditionnement des déchets sous forme de colis est double : il s'agit d'une part d'assurer un confinement performant et durable des radionucléides, et d'autre part de garantir la reprise des colis primaires d'entreposage en fin d'entreposage ou pendant une phase de réversibilité du stockage.

Les recherches sur le comportement à long terme (CLT) des colis de déchets radioactifs visent à développer et structurer les connaissances en fonction de cette double fonction des colis.

Un objectif majeur est l'élaboration de modèles de CLT qui puissent être mis en œuvre dans les évaluations de performances des colis, dans le travail de conception et de dimensionnement des installations d'entreposage de longue durée et de stockage profond, ainsi qu'en soutien aux analyses de sûreté. Ces modèles, fondés sur l'analyse scientifique et tournés vers les besoins des opérateurs, ont été nommés « modèles opérationnels ». L'ensemble des modèles opérationnels, ainsi que les connaissances phénoménologiques sur lesquelles ces modèles sont construits, est présenté dans des « Documents de Synthèse CLT Colis » périodiquement actualisés.

Les modèles de CLT sont actuellement mis en œuvre à la demande des producteurs et de l'Andra, dans des évaluations de performance des colis en situations génériques de stockage. Ces calculs seront ensuite étendus aux alvéoles, en prenant en compte les interactions plus complexes entre colis et environnement.

Enfin, les connaissances sont le plus souvent obtenues en laboratoire en travaillant avec des simulants ou des sous-ensembles des colis. Un programme d'expérimentations en actif est prévu, visant d'une part à conforter les modèles, et d'autre part à relier les paramètres majeurs du CLT à des grandeurs observables sur les colis industriels. Ces expérimentations contribueront en outre à la définition de critères de prise en charge et de protocoles expérimentaux standards de qualification des colis, ainsi qu'à la définition de stratégies de surveillance en entreposage.

4.3.7.2 - Objets et conditions considérés

Les recherches sur le CLT des colis concernent l'ensemble des colis de l'inventaire.

Un colis est typiquement constitué d'un conteneur (métal, béton...), dans lequel les déchets sont placés, souvent immobilisés ou enrobés dans une matrice (verre, béton, bitume...). Du point de vue du CLT, on distingue actuellement 5 grandes classes de colis, en fonction desquelles les recherches sont organisées :

- les colis de déchets vitrifiés, notamment CSD-V du type R7T7,
- les colis standards de déchets compactés, CDS-C.
- les colis à matrice bitume,
- les colis à matrice liant hydraulique (béton, ciment, mortier),
- les éventuels colis de combustibles usés,

De plus, un programme spécifique sur la corrosion des conteneurs métalliques, tous types de colis confondus, a été mis en place.

Avec l'affinement de l'analyse phénoménologique du CLT des colis, cette répartition en classes de colis évoluera pour converger avec le regroupement en familles et en colis types effectué par l'Andra.

L'ensemble des phases de vie des colis sont considérées. En effet, il est essentiel de maîtriser la compréhension de l'évolution du colis tant au cours des phases initiales (entreposage de longue durée et phase d'exploitation d'un stockage) qu'à plus long terme (phase de post-fermeture du stockage). Les différentes conditions d'environnement systématiquement prises en compte dans le cadre des recherches sur le CLT des colis sont donc les suivantes :

- Fonctionnement en système fermé : dans ce cas, on suppose que le colis n'échange avec l'extérieur que de la chaleur ou de la radioactivité. Il peut aussi être soumis à des contraintes mécaniques. Par contre, il n'y a pas d'échanges de matière entre le système et l'environnement extérieur. Ces conditions correspondent aux conditions nominales de fonctionnement en entreposage, ainsi que pendant la première phase d'un stockage géologique profond avant altération des conteneurs.
- Fonctionnement en système ouvert insaturé en eau : on fait l'hypothèse d'une dégradation des enveloppes de confinement et échange de matière avec l'extérieur du colis. Il s'agit par exemple de conditions dégradées en entreposage.
- Fonctionnement en système ouvert saturé d'eau : les enveloppes sont réputées avoir perdu leurs propriétés de confinement. Le colis échange de l'énergie et de la matière avec le milieu environnant saturé d'eau. Ces conditions correspondent à des conditions accidentelles très fortement dégradées en entreposage (perte de confinement et ennoyage), ainsi qu'à la situation nominale considérée à très long terme en stockage, après la dégradation des différentes barrières de confinement et la mise en contact du contenu du colis avec l'eau du site.

Avec l'affinement de l'analyse phénoménologique du CLT des colis, ce séquençage des conditions de fonctionnement évoluera pour converger avec l'analyse phénoménologique des situations de stockage effectuée par l'Andra.

4.3.7.3 - Les colis de déchets vitrifiés

Les colis de déchets vitrifiés résultent essentiellement de la vitrification des solutions très actives contenant les radionucléides non recyclables des combustibles usés. Ces colis sont produits par COGEMA à Marcoule et à La Hague. Selon les scénarios, leur volume pourrait représenter en 2020 de 910 à 6320m³ selon le MIP établi par l'Andra.

Les recherches sur le comportement à long terme des verres nucléaires ont été structurées sur la période 2001-2005 en un projet mené dans le cadre de la coopération CEA-COGEMA et présenté à la CNE en mars 2001 (projet VESTALE). Ce projet s'est doté d'un Comité Scientifique International, dont la première réunion s'est tenue en mai 2002. Ce comité a pris acte du consensus scientifique sur la durabilité des verres et de la pertinence des recherches engagées.

Les études menées sur les verres nucléaires depuis le début des années 80 permettent d'apporter aujourd'hui de nombreux éléments de réponse aux questions scientifiques posées par le comportement à long terme des verres en entreposage de longue durée ou en stockage géologique. Le Dossier de Synthèse produit en 2005 sera centré sur les verres R7T7 (La Hague) et AVM (Marcoule), mais donnera également un éclairage sur les verres produits par le CEA qui représentent une faible part de l'inventaire. Les études génériques devront aussi permettre de se prononcer sur les verres UMo et les verres issus du traitement des combustibles à haut taux de combustion. La première version de ce Dossier de Synthèse, élaborée en 2001, a été soumise au Comité Scientifique International.

a) Evolution en système fermé et ouvert insaturé

L'ensemble des études déjà menées montrent la bonne tenue des verres à l'auto-irradiation, une propension des verres R7T7 à la cristallisation qui reste très faible, des vitesses d'altération également très faibles en phase vapeur. Enfin, hormis des contraintes mécaniques extérieures, aucun mécanisme identifié n'est capable d'entraîner une augmentation significative de la fracturation des verres dans leur conteneur.

Ces phénomènes sont bien décrits à l'échelle macroscopique. Les efforts sur 2003-2005 porteront essentiellement sur la compréhension microscopique des effets d'irradiation, afin de conforter ces conclusions et d'examiner leur extension à d'autres types de verres.

b) Evolution en système ouvert saturé d'eau

La dynamique de l'altération des verres par l'eau est bien décrite : l'altération du verre induit la formation en surface d'une couche appelée gel, qui conduit en milieu confiné à une chute de la vitesse d'altération, suivie de son maintien à ce niveau résiduel. Dans le cas des verres du domaine R7T7, cette chute est de 2 à 4 ordres de grandeur selon la température. On dispose d'une importante base de connaissances sur les faits expérimentaux attestant de la durabilité des verres, mais un consensus de la communauté scientifique reste à atteindre sur la compréhension des mécanismes concourant à cette stabilité. Les efforts sur 2003-2005 seront centrés sur l'étude de la composition, de la structure et de la stabilité des gels. En outre, et conformément aux recommandations du Comité Scientifique International de mai 2002, un effort sera réalisé sur la compréhension des mécanismes et le paramétrage de la vitesse résiduelle, dont l'impact à long terme apparaît non négligeable.

c) Modélisation opérationnelle

Le relâchement des radioéléments en situation de stockage géologique, après resaturation en eau de l'environnement des colis, est contrôlé par l'altération de la matrice vitreuse (aucune performance de confinement n'est plus allouée aux conteneurs dans cette phase).

- Un premier modèle opérationnel de relâchement, dénommé « V_0S », ne prend en compte ni les phénomènes de saturation, ni l'éventuelle rétention des radionucléides dans le gel. Il associe simplement une vitesse initiale d'altération V_0 à une surface de verre accessible à l'eau S . La sensibilité aux hypothèses de fracturation est un point important du modèle V_0S .
- Une seconde approche, plus réaliste et dénommée « $V(t)$ », prend en compte le fort ralentissement de l'altération induit par l'accroissement de la concentration en silice dans le milieu environnant et la formation du gel protecteur. La phase de chute de vitesse est essentiellement pilotée par l'aptitude du milieu environnant à évacuer la silice hydrolysée. L'altération résiduelle est prise en compte par une vitesse constante ajustée sur les données expérimentales.

- Une troisième approche, dénommée « V(RN) », prenant en compte la rétention des radionucléides dans le gel, est envisagée à terme en éventuel perfectionnement de la modélisation V(t).

Le modèle V₀S, considéré comme très majorant, est disponible depuis 1999. Il prédisait que l'altération du colis n'interviendrait pas avant 100 000 ans. Cette hypothèse a été retenue à ce stade par l'Andra.

Les évaluations de performances effectuées en 2001 au CEA, sur la base du modèle V(t), indiquent qu'en 10 000 ans en conditions de stockage profond, les colis de verre de type R7T7 resteraient typiquement intègres à 99,9 %, dans les conditions où le gel est protecteur et pérenne.

Les efforts sur 2003-2005 porteront encore essentiellement sur le modèle V(t) : confortement des hypothèses de base, précision du domaine de validité, couplage aux conditions d'environnement, calculs d'erreur et de sensibilité aux paramètres.

4.3.7.4 - Les colis de combustibles usés

Les colis de combustibles usés (CU) sont caractérisés par leur complexité et, en particulier pour les MOX, par leur forte puissance thermique résiduelle, qui les rendent susceptibles d'évolutions physico-chimiques plus importantes que les autres colis.

Le programme PRECCI a été mis en place en 1998, dans le cadre de la coopération CEA-EDF-Framatome ANP, pour organiser l'ensemble des actions menées au CEA sur l'étude du comportement à long terme des combustibles irradiés. Il a été présenté régulièrement à la CNE. Il est par ailleurs doté d'un conseil scientifique international composés d'experts reconnus sur ce sujet, qui se sont réunis en mai 2000 et en septembre 2002. A cette occasion a été publié un premier état des lieux de la connaissance sur le CLT des CU.

Le programme PRECCI est structuré en 7 sous-programmes, dont les principaux sont évoqués ci-dessous.

a) Données intrinsèques

L'objectif de ce sous-programme est de rassembler, en une base qualifiée, l'ensemble des données intrinsèques relatives aux CU : puissance thermique, activités, compositions isotopiques, production d'hélium etc., pour différents types de combustibles (UOX1, UOX2, UOX3, MOX, URE), et à différents taux de combustion et différents âges. Une première base de données est ainsi aujourd'hui disponible. L'effort porte maintenant sur la qualification de cette base de données par (i) l'estimation des incertitudes, en particulier sur la base d'analyses de jus de dissolution de CU et par (ii) une meilleure prise en compte du retour d'expérience industriel, en particulier sur les impuretés.

b) Evolution en système fermé

Une synthèse de l'état de l'art et les premiers résultats expérimentaux ont permis de préciser les questions majeures posées par l'évolution des CU en système fermé, et sur lesquelles sont maintenant focalisées les principales études :

- Les calculs montrent que les quantités d'hélium issues de la décroissance α ne sont pas négligeables (surtout pour le MOX), et il est difficile aujourd'hui de statuer sur le devenir de cet hélium : relâché dans les volumes libres, ou conservé au sein des pastilles (risque de gonflement, de décohésion aux joints de grains).
- Les estimations réalisées pour des combustibles UOX et MOX montrent que les décroissances radioactive et thermique au cours du temps influent peu sur l'état d'équilibre chimique du combustible et que le risque d'oxydation est limité.

- L'importante radioactivité α résiduelle va conduire à l'accumulation de dégâts d'irradiation dans le réseau UO_2 , susceptible à terme d'endommager le combustible. Elle active de plus un processus de diffusion liée aux défauts d'irradiation dont les caractéristiques doivent être précisées, susceptibles de modifier la localisation des radionucléides au sein du combustible et donc les termes sources en cas de scénario incidentel, ou lors de l'évolution ultérieure en stockage. C'est un enjeu majeur du projet PRECCI que de préciser l'importance de ce processus qui influence significativement les inventaires potentiellement relâchés en entreposage ou en stockage.

Les questions de l'évolution des joints de grains et de l'état physique macroscopique des crayons restent des points durs sur lesquels il sera sans doute difficile d'avoir des résultats opérationnels avant 2005. Cette analyse a dès maintenant des conséquences en termes de modélisation opérationnelle du relâchement de radionucléides en système ouvert saturé d'eau.

c) Evolution mécanique de la gaine et de l'assemblage

L'existence même des conditions de type « système fermé » est subordonnée à l'intégrité de la gaine. L'objet de ce sous-programme est donc de prédire l'évolution à long terme de l'état mécanique et physique de la gaine, sachant qu'elle sera soumise à des contraintes :

- thermiques, liées au dégagement de chaleur du combustible irradié,
- mécaniques, liées à la surpression de gaz internes (He, PF gazeux), et à l'effort mécanique qu'elle subira lors des opérations de reprise,
- chimiques, liées à la présence d'éléments chimiquement agressifs présents dans l'assemblage (iode par exemple).

Les essais mécaniques de relativement courte durée en regard des durées d'un entreposage (expériences jusqu'à 200 jours) menés sur des gaines irradiées, et la caractérisation des échantillons, ont permis de développer une première loi de fluage. De même, une avancée significative a été réalisée en 2002 par la formulation de nouveaux critères de rupture des gaines irradiées en fluage qui montrent que la déformation maximale admissible est supérieure au critère habituel des 1%. L'effort dans les années à venir portera sur l'amélioration des modèles de fluage, et une meilleure compréhension des mécanismes élémentaires gouvernant cette déformation. En particulier, une nouvelle installation expérimentale devrait permettre dès 2003 de réaliser des essais de longue durée dans des conditions plus représentatives de celles attendues en entreposage.

Il semble toutefois difficile d'obtenir d'ici 2005 un modèle déterministe fondé sur des mécanismes de base, en particulier à cause de la variabilité de la constitution et de l'historique des gaines. De ce fait, il sera également difficile de démontrer l'intégrité des gaines sur le long terme. Cette analyse a dès à présent des conséquences sur les choix de conception pour les futurs colis de CU, et a conduit à proposer leur mise en étui au sein des conteneurs pour un entreposage de longue durée.

d) Evolution en système ouvert insaturé

En cas de rupture de la gaine et d'entrée d'air dans le conteneur ou l'étui, l'altération de la matrice UO_2 se fait en phase gazeuse insaturée en vapeur d'eau. Dans ces conditions, les CU s'oxydent rapidement en oxydes supérieurs gonflants du type U_3O_8 , dont la particularité est de présenter une surface spécifique et un volume molaire beaucoup plus important que UO_2 , et une solubilité supérieure de deux ordres de grandeurs à celles de UO_2 .

L'essentiel de l'effort sera donc porté sur la caractérisation des cinétiques d'oxydation à basse température des CU, en particulier MOX et UOX à fort taux de combustion, et sur la caractérisation des termes sources relâchés lors de ces transformations.

Ces phénomènes étant bien décrits à l'échelle macroscopique et à haute température, les efforts sur 2003-2005 porteront sur les domaines de basse température (< 250°C) également sur une meilleure identification des mécanismes élémentaires, afin de permettre une extrapolation dans le temps des lois cinétiques développées sur de courte durée. Il restera cependant délicat d'appréhender la variabilité des CU.

e) Evolution en système ouvert saturé (en eau)

La réflexion menée en 1999 a fait apparaître que la distinction empirique entre inventaire labile et inventaire aux joints de grains et inventaire dans la matrice, n'était pas fondée sur une compréhension des mécanismes élémentaires mis en jeu. Par conséquent, elle ne permet pas de prendre en compte l'évolution des CU durant leur vie antérieure en système fermé. En conséquence, il est maintenant proposé de distinguer d'une part les radionucléides inclus dans les grains d'UO₂, dont le relâchement est limité par la dégradation de la matrice, et d'autre part ceux qui ne le sont pas, dont le relâchement est considéré comme immédiat lors de l'arrivée de l'eau (« activité dite labile » ou Instant Release Fraction (IRF) des anglo-saxons). Un effort très important a été porté ces dernières années sur la quantification de l'évolution de l'IRF au cours du temps liée en particulier aux processus diffusifs opérant lors des premières phases de vie d'un stockage, avant la dégradation du conteneur et l'arrivée de l'eau au contact du colis. Cet effort sera poursuivi en particulier dans le cadre du projet européen Spent Fuel Stability dont le CEA assure la coordination.

La dégradation de la matrice peut être gouvernée par deux mécanismes : une dissolution radiolytique liée à l'activité α résiduelle ou une dissolution contrôlée par la solubilité. On pense aujourd'hui qu'après un certain temps, la dissolution radiolytique dont l'importance aura décru suite à la décroissance α sera remplacée par une dissolution sous contrôle de la solubilité. L'objectif des études en cours est donc d'une part de préciser la relation entre l'activité α résiduelle des combustibles et la cinétique d'altération, et d'autre part de déterminer le temps au bout duquel la radiolyse aura perdu de son importance.

f) Modélisation opérationnelle

Un modèle très simple de relâchement des radionucléides en situation de stockage après resaturation a été élaboré, sur la base des hypothèses décrites plus haut : les radionucléides considérés comme immédiatement accessibles à l'eau voient leur relâchement contrôlé par leur solubilité et les processus de transport dans l'environnement du colis. Le relâchement des autres radionucléides est limité par la cinétique d'altération de la matrice : dissolution radiolytique ou contrôlée par la solubilité.

- A ce jour, seuls sont considérés comme confinés par la matrice UO₂ les éléments qui n'ont pas diffusés vers les joints de grains ou le gap suite à l'occurrence de processus de diffusion activée par l'irradiation α . Tous les éléments localisés dans la zone de gap, dans la zone de rim, dans les joints de grains et les fractures sont supposés directement accessibles à l'eau. De l'ordre de 10 à 20% de l'activité est concerné. Cette option est majorante car elle suppose que l'ensemble des joints de grains ont perdu leur cohésion ce qui semble peu probable. Elle est cohérente avec les hypothèses que l'Andra a retenu pour le dossier 2001 en considérant un terme source conduisant à un taux de relâchement constant équivalent à $4 \cdot 10^{-5}$ pour les radionucléides de la matrice et à 10^{-4} pour les produits d'activation des gaines. Ces valeurs sont obtenues avec des hypothèses de milieu oxydant.
- En ce qui concerne la fraction labile, ce modèle continue d'être amélioré en prenant en compte la variabilité des combustibles, le comportement différent des différents radionucléides et une modélisation plus fine des processus mis en jeu. Cependant, les incertitudes majeures concernant l'évolution des joints de grains et la valeur du coefficient de diffusion à considérer seront difficiles à lever rapidement du fait de la complexité des mécanismes considérés.

Des évaluations préliminaires de performances ont été effectuées en 2001 au CEA pour l'Andra, afin d'analyser la sensibilité du relâchement aux divers paramètres du modèle. Ces travaux seront

poursuivis dès 2003 de manière à prendre en compte les nouveaux modèles opérationnels de terme source développés depuis les calculs précédents.

g) Questions opérationnelles

Les recherches menées dans le cadre du programme PRECCI sont également destinées à apporter des réponses aux questions opérationnelles suivantes relatives aux colis de CU :

- Quelle sera l'aptitude à la reprise du colis de CU ?
- Quelle sera la retraitabilité des CU à l'issue d'un entreposage de longue durée ?
- Comment surveiller les colis de CU en entreposage ?
- Quel reconditionnement permettrait de diminuer les contraintes opérationnelles induites sur les installations d'entreposage par la forte réactivité potentielle des CU ?
- Quelle sera la compatibilité d'un entreposage de longue durée avec le stockage ?
- Quels sont la robustesse et le niveau de confiance des modèles d'évolution de CU ?

L'analyse de la retraitabilité de combustibles usés, entreposés pendant de longues durées, a montré qu'il n'y avait pas de remise en cause du procédé PUREX, et que les éventuelles difficultés seraient localisées au niveau de la tête d'usine (gestion des gaz et des fines au cisaillage en présence de gaines fragilisées et rompues, réactivité accrue due aux fines à la dissolution). Par ailleurs la solution de reconditionnement la plus simple et la plus robuste à mettre en œuvre en entreposage, face à la forte réactivité potentielle des CU, est la mise en étui des assemblages. Enfin le principal effet d'une phase d'entreposage de longue durée avant stockage est lié à la température, plus élevée pendant l'entreposage, avec pour conséquences des cinétiques plus rapides de rupture de gaines, de migration des radioéléments, et d'oxydation en cas d'arrivée d'oxygène. La mise en étui permet cependant d'assurer la compatibilité entreposage-stockage, l'étui permettant la manutention des colis et limitant l'arrivée d'oxygène.

Les questions opérationnelles qui restent à instruire d'ici 2005 sont donc d'une part celles liées à la surveillance des colis de CU et à leur reprise après entreposage de longue durée, et d'autre part la question de la robustesse et du niveau de confiance dans les modèles de comportement des CU.

4.3.7.5 - Les Colis Standard de Déchets Compactés

Le CSD-C, Colis Standard de Déchets Compactés, est le conditionnement mis en œuvre aujourd'hui par COGEMA pour les coques et embouts.

Les CSD-C sont constitués d'éléments de structure d'assemblages, ainsi que de déchets technologiques à proportion typique de 10%, compactés dans des étuis métalliques, puis empilés dans des conteneurs en acier inoxydable de même géométrie que le Conteneur Standard de Déchets Vitrifiés. Ils sont classés en « colis de déchet B », dont l'activité est de l'ordre de quelques 10^{14} Bq / colis, et présentent un évent muni d'un filtre sur le couvercle pour l'évacuation des gaz de radiolyse pendant la phase d'entreposage.

Les grands axes des recherches sur le comportement à long terme des CSD-C, menées en collaboration avec COGEMA, sont les suivants :

a) Contenu radiologique

Le relâchement des radionucléides à long terme est fortement conditionné par leur localisation au sein du colis : les radionucléides piégés au sein de matériaux massifs pourront être considérés comme protégés par une matrice, alors que les radionucléides disposés en surface des matériaux du colis, ou au sein de matériaux divisés ou fragiles, seront considérés comme accessibles à l'eau dès la

resaturation de l'environnement du colis. Il s'agit donc ici de conforter et compléter les connaissances relatives à l'inventaire, la répartition et la localisation des radionucléides dans les CSD-C. Une analyse de l'impact de la variabilité des déchets sur ces données est également en cours. Ces études comportent des caractérisations expérimentales et des calculs (évolutions des assemblages de combustible en réacteur).

b) Evolution en système fermé et ouvert insaturé

Il s'agit principalement d'étudier le maintien de l'intégrité de certains types de CSD-C : colis de déchets alpha et colis contenant des déchets technologiques (pompes, tuyauteries, filtres, etc... pouvant contenir une faible proportion de polymères) : caractérisation de l'inventaire en RN gazeux susceptible d'être relâché ; caractérisation des dégagements gazeux dus à la radiolyse des polymères contenus dans les déchets alpha et technologiques, et en particulier des gaz potentiellement agressifs vis-à-vis de l'enveloppe du colis, et d'hydrogène ; enfin caractérisation du comportement à la corrosion des conteneurs (virole et événements filtrants) dans l'hypothèse d'une atmosphère humide renfermant de l'acide chlorhydrique gazeux produit par la radiolyse du PVC contenu dans ces colis.

c) Evolution en système ouvert saturé d'eau

Les radionucléides qui ne sont pas incorporés au sein d'un matériau seront en première instance considérés comme immédiatement disponibles à l'arrivée de l'eau. Le relâchement des autres radionucléides est conditionné par l'altération des matériaux jouant alors le rôle de matrice. Etant donné l'état actuel des connaissances, seuls les alliages de zirconium sont à ce jour considérés comme jouant ce rôle de matrice dans les CSD-C, et leur comportement à la corrosion en conditions génériques de stockage est donc étudié en détail. Cependant, une partie importante de l'inventaire après 300 ans est constituée par les produits d'activation de l'Inconel : un programme d'étude de la corrosion de ce matériau a été lancé dès 2002 pour déterminer s'il sera possible d'allouer une performance de confinement à l'Inconel au sein des CSD-C.

d) Déchets technologiques

Les déchets technologiques compactables sont (pour partie à ce jour) et seront conditionnés en CSD-C. Un programme est engagé depuis 2002 et concerne l'extrapolation dans le temps des cinétiques de dégradation des polymères.

e) Modélisation opérationnelle

Un modèle très simple de relâchement des radioéléments en situation de stockage après resaturation du site en eau a été élaboré sur la base des hypothèses décrites plus haut : les radionucléides considérés comme immédiatement accessibles à l'eau voient leur relâchement contrôlé par leur solubilité et les processus de transport dans l'environnement du colis. De plus, le relâchement des autres est limité par la cinétique d'altération du matériau jouant le rôle de matrice. A ce jour seuls les alliages de zirconium sont considérés comme jouant ce rôle, mais l'inconel pourrait à terme également contribuer à la performance de confinement du colis.

Le terme source retenu par l'Andra pour le dossier 2001 Argile comprend une fraction immédiatement disponible correspondant aux radioéléments situés en surface des gaines, et une fraction avec un taux de relâchement de $10^{-5}/\text{an}$, fondée sur la vitesse de corrosion du zircaloy.

4.3.7.6 - Les colis à liant hydraulique

Les colis mettant en jeu des liants hydrauliques concernent les déchets de type B exclusivement mais sont de nature très variée. Selon les cas, et de façon non-exclusive, le liant hydraulique (coulis, pâte, mortier, béton à base de ciments CEM I ou CEM V notamment) peut être matériau d'enrobage ou de blocage (c'est-à-dire une matrice de conditionnement), matériau de conteneur, de surconteneur. Les

éléments enrobés ou bloqués dans les colis peuvent être des pièces contaminées, ou des fûts compactés contenant eux-mêmes des déchets de constitutions physique, chimique et radiologique variées (colis de déchets hétérogènes) ou des produits potentiellement réactifs comme des boues, des concentrats, des cendres (colis de déchets homogènes), etc. Le béton peut également être allié de façon plus ou moins intime avec d'autres matériaux: bitume, fibres métalliques, armatures.

a) Evolution en système insaturé

Les axes de recherches sont liés aux phénomènes majeurs susceptibles d'altérer les liants hydrauliques :

- Comportement sous irradiation : On dispose d'une modélisation de la radiolyse de l'eau cimentaire permettant d'estimer les quantités d'hydrogène produites et relâchées des colis, sur des durées séculaires, prenant en compte le couplage entre chimie homogène et transport hétérogène, les émetteurs alpha, beta et gamma. Les efforts 2003-2005 porteront sur sa validation expérimentale, et sur la prise en compte de la spécificité de la radiolyse en milieu poreux, du couplage avec la température et de chimie particulière (chimie des ciments CEM V ou des déchets).
- La carbonatation atmosphérique est actuellement modélisée de manière semi-empirique. Les efforts sur 2003-2005 conduiront à un modèle phénoménologique que le développement d'un test de carbonatation atmosphérique accélérée pourrait permettre de confronter à l'expérimentation.
- La corrosion en milieu cimentaire, induite par les chlorures ou par la carbonatation du béton, fait l'objet d'études micro/macro initiées en 2001 dans le cadre du programme CIMETAL dont l'objectif scientifique est la modélisation des phénomènes et de la cinétique de corrosion des armatures ou fibres métalliques en milieu cimentaire et son couplage avec la mécanique (fissuration induite). L'objectif opérationnel est d'élaborer les moyens permettant d'évaluer la durée de vie des objets en béton armé, de définir des programmes de surveillance adaptés et efficaces, et *in fine* de prévenir les ruines des objets concernés.

La formation sous l'action des sulfates, de phases expansives dangereuses pour l'intégrité mécanique des bétons, est également étudiée. Les données phénoménologiques nécessaires sur la sorption des sulfates ont été acquises, et les efforts 2003-2005 conduiront à une modélisation phénoménologique et des recommandations en termes de risques de formation différée d'ettringite.

b) Evolution en système ouvert saturé

Le phénomène majeur d'altération à l'eau des pâtes de ciment, mortiers, et bétons, est la décalcification. Elle résulte de la dissolution de la portlandite, et de la décalcification progressive des silicates de calcium hydratés entre le front de dissolution de la portlandite et la surface. Elle s'accompagne d'un accroissement de la porosité susceptible de modifier les propriétés mécaniques et de confinement de ces matériaux. En outre la carbonatation (formation de calcite et risques de colmatage) et l'action des sulfates (formation de phases expansives et risques de fissuration d'autre part) peuvent jouer un rôle important.

La dégradation sous eau des bétons CEM I et CEM V est modélisable, et les phénoménologies de la carbonatation et de l'action des sulfates sont globalement comprises. Les efforts 2003-2005 devront permettre une amélioration de la robustesse et l'extension du domaine de validité de la modélisation sous eau, ainsi que la modélisation de la carbonatation et de l'action des sulfates et, en particulier, des effets mécaniques induits par la formation de phases expansives (fissuration).

Afin d'évaluer la durabilité du confinement des radionucléides par les bétons, il faut en outre connaître les propriétés de transport et de rétention de ces matériaux. Un modèle reliant la diffusivité du matériau à sa microstructure (porosité) d'une part et un modèle de rétention des radionucléides par le matériau cimentaire en fonction de sa dégradation d'autre part sont donc en cours de développement.

c) Modélisation opérationnelle

Le relâchement des radioéléments en situation de stockage géologique, après resaturation en eau de l'environnement des colis, est contrôlé par leur transport dans le liant hydraulique partiellement ou totalement dégradé.

Un modèle opérationnel de dégradation est disponible (Diffu-Ca) et décrit l'avancée du front de décalcification du matériau et l'évolution de ses propriétés physico-chimiques dans la région altérée. Les efforts 2003-2005 porteront sur son couplage avec un modèle de transport et de rétention et sur la prise en compte de l'impact des carbonates, sulfates, et si nécessaire de la fissuration.

4.3.7.7- Les colis à matrice bitume

Les colis de déchets bitumés sont formés par enrobage de résidus du traitement des effluents liquides de faible et moyenne activité résultant eux-mêmes du traitement des combustibles usés. La composition chimique et le contenu en radionucléides des enrobés dépendent de la nature des effluents traités et de la nature comme de la quantité des réactifs de co-précipitation : ils sont donc sujets à variation.

Les principaux axes des recherches sur le CLT des colis de déchets bitumés, menées dans le cadre de la coopération CEA-COGEMA, sont les suivants.

a) Evolution en système fermé ou ouvert insaturé

Les phénomènes majeurs pouvant affecter le comportement des colis dans ces conditions sont la radiolyse due à l'auto-irradiation de l'enrobé, le vieillissement du bitume, son oxydation superficielle, l'absorption d'humidité ambiante, la biodégradation.

Ce sont la production puis l'évacuation des gaz de radiolyse, essentiellement de l'hydrogène, qui jouent le rôle dominant dans le dimensionnement des colis et de leur mode de gestion à long terme en entreposage. Un modèle a été développé pour décrire l'évacuation des gaz de radiolyse et le gonflement potentiel des enrobés par formation de bulles (modèle JACOB-2). Celui-ci décrit les mécanismes sous-jacents : production d'hydrogène, diffusion dans l'enrobé, nucléation hétérogène de bulles, croissance, puis migration de ces bulles.

Les efforts en cours portent sur d'une part l'estimation et la validation de la quantité de gaz engendré par la radiolyse en fonction du niveau d'activité du colis et de son contenu chimique (en particulier en prenant en compte la capacité de certaines phases minérales contenues dans les boues STE à piéger l'hydrogène produit), et d'autre part sur la validation du modèle en particulier eu égard à la variabilité chimique des colis.

b) Evolution en système ouvert saturé

L'altération des enrobés bitumés par l'eau fait l'objet d'études spécifiques depuis plusieurs années, et on dispose aujourd'hui de modèles permettant de décrire l'évolution des colis en présence d'eau.

Les efforts de la période 2003-2005 porteront principalement sur l'acquisition d'éléments complémentaires de validation de ces modèles (applicabilité à l'ensemble des colis de déchets bitumés, domaines de variation des principaux paramètres, influence des paramètres d'environnement tel que le pH), ainsi que sur la prise en compte de mécanismes complémentaires ayant un impact sur l'évaluation de la durabilité de ces colis (comme par exemple la solubilité de certains radionucléides dans l'eau au sein du bitume altéré), ou sur la gestion des colis dans le stockage (comme par exemple la présence d'un sur-conteneurage limitant le gonflement potentiel des enrobés par reprise d'eau).

c) Modélisation opérationnelle

Un premier modèle opérationnel de dégradation de l'enrobé et de relâchement des radionucléides a été élaboré (modèle COLONBO). Ce modèle considère de façon majorante que l'ensemble des radionucléides localisés dans les régions altérées du colis sont relâchés suivant un modèle de solubilisation-diffusion avec une solubilité des RN infinie et une diffusivité égale la diffusivité du sel soluble régissant la cinétique d'altération. Les évaluations de performances effectuées sur cette base indiquent qu'il faudrait de 100 000 à 10 millions d'années pour libérer l'ensemble de l'activité d'un colis, cette durabilité étant due à la grande imperméabilité du bitume aux sels.

Une seconde approche est étudiée. Elle prendra en compte la solubilité des radionucléides au sein du colis, et devra permettre une estimation plus complète de la durabilité de ces colis.

4.3.7.8 – Les conteneurs métalliques

De nombreuses familles de colis existants ou futurs présentent des conteneurs métalliques. Un programme de recherche sur la corrosion des conteneurs a été mis en place au CEA en 1999 et présenté à la CNE en octobre 2000 (programme COCON), pour traiter des phénomènes de corrosion externe des conteneurs des colis de tous types, en entreposage et en phase réversible de stockage. Son objectif est d'apporter les éléments de connaissance scientifique nécessaires à la démonstration de la durabilité des fonctions « confinement » et « reprise » du matériau des conteneurs. Il s'inscrit dans une démarche scientifique d'acquisition des connaissances du domaine de la corrosion, en support aux choix de conception, en particulier en prenant en compte la possible variabilité à l'échelle séculaire de la composition de l'atmosphère environnante en humidité et en ions polluants.

Pour certains colis (combustibles usés, déchets vitrifiés), la paroi externe du conteneur est suffisamment chaude en début d'entreposage pour qu'il n'y ait aucune condensation : c'est ce qu'on appellera la phase de « corrosion sèche ». Dans ces conditions, seuls les phénomènes d'oxydation dite « à basse température » (< 550°C) sont à considérer. Concernant cette phase, les résultats attendus sont de disposer d'un modèle de comportement décrivant les modes et cinétiques de corrosion en fonction de la température et de la présence éventuelle de polluants. Un premier modèle opérationnel a été proposé à la fin de l'année 2002, et sera amélioré et conforté ensuite.

Après refroidissement, la condensation d'eau sur la paroi externe des conteneurs devient possible. Des cycles de périodes sèches et humides peuvent alors intervenir : c'est ce qu'on appellera la phase de « corrosion atmosphérique ». Celle-ci peut suivre la phase de corrosion sèche pour certains colis (combustibles irradiés, déchets vitrifiés), ou être présente dès le commencement de l'entreposage pour les colis peu ou non thermogènes. Concernant cette phase, l'objectif est de développer un modèle basé sur les paramètres « durée d'humidification » et « nombre de cycles ». Une première version de ce modèle, tenant compte non seulement des données climatiques mais également de l'inertie thermique des colis, sera disponible en 2003.

Parallèlement, les études menées dans le cadre de COCON devront proposer des éléments permettant d'orienter la surveillance corrosimétrique, notamment en tentant d'associer aux modes et cinétiques de corrosion caractéristiques des couples matériau/environnement, des caractéristiques observables *in situ* des couches d'oxydes (degré d'oxydation, espèces cristallisées ou amorphes présentes, présence d'impuretés, ...).

Outre la variabilité du milieu environnant en termes de températures et de polluants potentiels, le programme COCON sera amené à prendre en compte les effets éventuels des contraintes mécaniques résiduelles et de fonctionnement, de la radiolyse et de la présence possible de bactéries.

4.3.8 - Le traitement et le conditionnement des déchets B

Les études menées par le CEA dans ce cadre visent à améliorer les procédés existants pour :

- accroître les possibilités de déclassement des déchets bruts en produisant un déchet secondaire minimum et facile à conditionner,
- augmenter la réduction de volume et/ou les performances de confinement des colis finaux.

Les programmes du CEA sont divisés en deux grandes parties :

- une partie importante en soutien direct à des développements technologiques pour le compte des producteurs de déchets (COGEMA, EDF),
- une partie que le CEA mène en tant que pilote de l'axe 3, dont l'objectif est d'anticiper d'éventuelles demandes ou des incompatibilités déchet/matrice potentielles et/ou d'apporter des améliorations par des procédés alternatifs.

Le producteur aura ainsi la possibilité d'opter pour la meilleure filière de traitement et conditionnement en terme d'économie, de volume, de performance (en tant que de besoin) ou de délais de mise en œuvre et de durée de production.

Améliorations des procédés de traitement

Trois objectifs principaux guident la recherche de procédés de décontamination innovants dans ce contexte :

- réduire le volume des déchets secondaires et surtout les quantités de réactifs ajoutées,
- promouvoir l'utilisation d'extractants organiques, dont le volume peut être significativement réduit avant conditionnement par minéralisation,
- réduire les quantités d'acides et d'bases à des niveaux faciles à intégrer dans les verres.

Dans ces perspectives, les efforts portent sur :

- la recherche de principes actifs sélectifs de la contamination à éliminer. En 2002, une avancée a été faite dans la compréhension des mécanismes d'incorporation du TBP dans les micelles de tensioactifs spécifiques, qui permet de réduire la quantité de tensioactif par mole de TBP à extraire d'un facteur supérieur à 2,
- l'étude de la substitution des opérations de rinçage acide/soude par des solutions tensioactives en milieu acide, qui permettent en une seule étape de dégraisser et décontaminer et limitent l'apport d'acides dans les effluents à traiter. La potentialité du concept a été confirmée et la faisabilité technique devrait être démontrée en 2003 dans le cadre d'un essai de validation à échelle pilote,
- le développement de techniques de décontamination chimique en phases mousses ou gels. Des résultats probants ont été obtenus en 2002 pour la décontamination des cuves SPF de l'AVM. Des formulations de mousses viscosées ont été mises en œuvre (génération de la mousse, remplissage des cuves) avec succès à une échelle pré-industrielle (efficacité validée). Ces mousses permettent de réduire d'un facteur 10 environ les volumes de déchets secondaires et de réactifs de décontamination,
- le développement de techniques de décontamination physique (laser, plasma froid...).

Le traitement doit s'inscrire dans une filière complète allant jusqu'à la fabrication et à la prise en charge du colis final en entreposage ou en stockage profond. Ces procédés de décontamination innovants nécessitent donc en parallèle des développements dans les domaines suivants :

- techniques séparatives par membranes, pour concentrer les effluents et éliminer autant que faire se peut les acides (nanofiltration, ultrafiltration, diafiltration, etc.).

- greffage de molécules fonctionnalisées sur différents supports pour une mise en œuvre en extraction solide/liquide (étude du greffage d'extractants sur différents types de supports (métalliques, matériaux mésoporeux aux tensioactifs structurants, ...)).
- techniques de dégradation de la matière organique en vue d'une réduction du volume ou pour rendre le déchet compatible avec le mode de conditionnement (réduction de la moussabilité, de la réactivité par exemple pour le traitement d'évaporation/calcination qui précède la vitrification, ...). L'oxydation par voie humide est une voie alternative à l'ozonation ou à l'oxydation par réactifs spécifiques qui présente des avantages attrayants, parmi lesquels des cinétiques plus rapides, une minéralisation plus poussée, notamment pour les effluents à concentration élevée en matière organique, l'absence de dégagement de gaz sous forme de NOx ou SOx. Hormis son intérêt dans le cadre d'une filière complète de traitement/conditionnement, c'est une technique qui permettrait la minéralisation en phase liquide, sans combustion ni rejets gazeux, des déchets organiques liquides (chlorés, tritiés,...).

La plupart de ces développements sont menés en collaboration avec les producteurs de déchets. Pour les actions que le CEA conduit à titre prospectif ou alternatif, l'objectif est de les amener très rapidement à un stade de maturité suffisant pour les proposer à ses partenaires.

Amélioration des procédés de conditionnement

Le CEA mène, parallèlement aux études sur l'optimisation des procédés actuels (cimentation, bitumage), des recherches pour développer de nouveaux procédés :

- alternatifs,
- ou aptes à conditionner les déchets en vrac ou résultant d'une reprise de déchets conditionnés dans la perspective d'une mise en qualité,
- présentant une réduction de volume maximale et des performances de confinement compatibles avec les modes de gestion en cours d'étude.

Les recherches sont menées dans deux directions :

- *Développement de solutions innovantes de cimentation* des boues issues des traitements des effluents

La cimentation directe de ce déchet pose généralement les problèmes suivants :

- augmentation significative du volume,
- gonflement et fissuration du matériau durci du fait de la présence de sulfates.

Différentes parades peuvent être envisagées :

- pré-traitement du déchet pour limiter ses interactions ultérieures avec le ciment. La faisabilité scientifique du procédé Compostel¹ a été acquise en 2002. Ce procédé, qui fait appel à une synthèse hydrothermale, apparaît complexe pour une mise en œuvre industrielle. L'évaluation de la faisabilité technique est mise en veille, pour permettre d'instruire les solutions alternatives suivantes a priori plus simples de mise en œuvre,
- développement de ciments capables de digérer des quantités importantes d'anions solubles, dont les sulfates. Les ciments sulfo-alumineux pourraient constituer une alternative intéressante aux ciments silico-calciques. Les propriétés de confinement du Cs dans ces milieux pourraient

¹ *Intégration des radionucléides et des sels solubles des boues dans un minéral qui porte la fonction de confinement (famille des phosphates de sodium et zirconium (NZP)). Ce minéral est ensuite intégré dans un liant hydraulique avec les sels insolubles qui retiennent quant à eux les autres radionucléides.*

être améliorées par la dispersion de sorbants spécifiques faisant partie intégrante de la formulation.

- *Développement de procédés conduisant à un déchet vitrifié*, applicables à des effluents, boues ou déchets solides se présentant sous des formes variées.

Dans ce cadre, le CEA vise à développer un procédé intégré combinant la combustion du déchet et la vitrification des cendres résultantes.

Les études portent en priorité sur l'évaluation de la faisabilité d'application au cas de la reprise de déchets anciens conditionnés, notamment certains fûts anciens d'enrobés bitume de Marcoule ayant subi diverses altérations au cours de leur entreposage. L'année 2002 a montré que des solutions pouvaient être apportées aux difficultés initialement identifiées et a permis de confirmer l'intérêt de ce traitement pour les enrobés bitumes : un facteur de réduction de volume supérieur à 2 pourrait être obtenu, le colis final serait non dégazant. Ces études seront poursuivies. Elles devraient également aboutir à des éléments de connaissance sur la digestion des sels constitutifs de boues issues de traitement d'effluents, comme solution alternative au bitumage et à la cimentation.

Ce type de procédé serait également susceptible d'apporter une solution au traitement/conditionnement de déchets technologiques organiques contaminés & (cellulose, caoutchouc, plastiques, ...), de déchets secondaires de procédés (échangeurs minéraux ou organiques : résines échangeuses d'ions, zéolithes, diatomées, ...), de colis de déchets bétons qui seraient dégradés.

4.3.9 - Prise en charge des colis en entreposage de longue durée

L'entreposage de longue durée (ELD) est conçu pour prendre en charge tous les colis existants ou à produire. L'objectif de l'étude sur les critères de prise en charge est d'identifier l'ensemble des paramètres dimensionnans vis-à-vis de la conception de l'ELD puis de définir pour chacun de ces paramètres les règles permettant la prise en charge de l'ensemble des colis de déchets B et C ainsi que des combustibles usés. Ces règles (ou critères) s'appliquent sur le domaine de validité de l'entreposage. Elles sont établies pour les colis existants en intégrant des marges de dimensionnement et sont des données d'entrée pour la conception des colis futurs.

Les allocations de performances aux colis ainsi que les critères de prise en charge dans un concept, reposent sur la définition simultanée des colis type² et des modules pouvant les accepter, en s'appuyant sur l'analyse de conformité par rapport au référentiel de sûreté, ainsi que sur une analyse des modes de défaillance et de leur probabilité d'occurrence pour les fonctions confinement et reprise des colis. Les critères de prise en charge sont un ensemble de règles et de caractéristiques qui correspondent à un colis type et qui définissent les capacités d'accueil du module d'entreposage qui lui est associé. Ils répondent à l'ensemble des allocations de sûreté et performances associé au couple colis/module d'entreposage. Un critère de prise en charge est une valeur seuil à respecter ou une exigence de déclaration de connaissance.

Le processus de prise en charge d'une famille de colis³ consiste à faire correspondre cette famille à un colis type. L'acceptation d'un colis dans un module d'entreposage repose sur la déclaration par le producteur de son appartenance à une famille de colis et sur un contrôle d'entrée de ce colis afin de confirmer son appartenance à cette famille. Les colis type couvrent toutes les familles de colis identifiés dans le Modèle d'Inventaire Préliminaire de l'Andra.

² *Colis représentatif d'une famille ou d'un ensemble de famille de colis, auquel est associé un référentiel homogène d'option de sûreté et de performances dans un entreposage ou un stockage.*

³ *Ensemble de colis de déchets radioactifs qui présentent des similitudes suffisantes pour relever d'un même agrément. Cet ensemble est produit en règle générale par une même installation, suivant un même procédé et un même référentiel de production.*

Les critères de prise en charge ont donc pour enjeux majeurs de contribuer à :

- la prise en charge de l'ensemble des colis existants portés à l'inventaire et à la spécification des colis à produire,
- la conception des systèmes d'entreposage (couplage entre les installations et les colis), en particulier la garantie du respect des exigences de sûreté et performances,
- la cohérence avec une prise en charge en stockage profond.

Un premier recueil de critères de prise en charge a été produit par le CEA en 2001, selon une méthodologie cohérente avec celle mise en œuvre par l'Andra pour le stockage en formation géologique profonde. Il concerne 3 colis type qui correspondent aux trois modules identifiés dans un entreposage de longue durée de déchets B : les fûts bitumineux, les colis standard de déchets compactés (CSD-C) et les déchets technologiques. Pour chacun de ces modules, les critères liés à la longue durée ont été identifiés et des plages d'acceptation indiquées. Ce recueil sera complété et mis à jour en 2003 en intégrant les résultats de l'étude APS d'une installation d'entreposage de longue durée pour déchets B menée en 2002 et les travaux d'un groupe de travail commun à COGEMA et au CEA ayant pour but d'évaluer l'aptitude du concept de l'ECC (entreposage de CSD-C) de l'établissement de la Hague à une gestion au-delà de la durée habituellement attribuée à ce type d'installation, soit une cinquantaine d'années. Une nouvelle version est prévue en 2005.

4.3.10 - Méthodes de caractérisation des déchets et des colis de déchets

Pour assurer, dans la qualité et la traçabilité, la gestion des colis de déchets dans la durée, il faut disposer des connaissances sur ces colis, afin de concevoir les installations d'entreposage et de stockage, ce qui, à terme, pourra se traduire en conformité aux spécifications de l'entreposage ou du stockage. Les spécifications de production des colis et les dossiers de connaissance établis par les producteurs, permettent généralement de répondre à cette demande. Par contre, pour les colis anciens par exemple, il peut être nécessaire d'acquérir certaines de ces données par la mesure. Un travail très important a été mené par les producteurs de déchets pour constituer les dossiers de connaissance de ces colis.

Les recherches restant à mener sur ce thème sont centrées sur la gestion des connaissances sur les colis (modes d'élaboration, matières contenues,...) et sur l'acquisition par la mesure de leurs caractéristiques, avec l'objectif :

- de pouvoir proposer aux producteurs des moyens de mesure leur permettant de mieux catégoriser certains types de déchets et de compléter les dossiers de connaissance des colis,
- de mettre à disposition des concepteurs et exploitants des installations d'entreposage et de stockage des moyens de mesure qualifiés pour la réalisation de contrôles normalisés des colis, permettant de vérifier leur conformité aux critères de prise en charge dans l'installation.

Les principaux axes de R&D concernent :

- les méthodes d'analyse chimique et radiochimique pour la quantification de radionucléides et d'éléments chimiques retenus comme importants pour la sûreté des entreposages ou des stockages,
- les méthodes de mesures nucléaires qui, d'une part, permettent également la détection et la quantification de radionucléides et d'éléments chimiques, de façon non destructive, et qui, d'autre part, permettent de mesurer des caractéristiques physiques des colis. L'imagerie photonique à haute énergie, pour obtenir des images du contenu de colis irradiants, de grand volume ou de forte densité, en est un exemple,
- les tests de caractérisation comportementale pour déterminer la capacité des colis à assurer les fonctions liées à la durée (reprise en entreposage, confinement en stockage).

Le programme de recherche mené au CEA ces dernières années en partenariat avec l'Andra et COGEMA, a abouti à une forte évolution des capacités de caractérisation des colis de déchets à vie

longue. Leur finalisation d'ici 2006 doit permettre de disposer d'un ensemble de moyens d'analyse et de mesure qualifiés qui pourront compléter utilement les informations déjà disponibles, dans des cas précis.

4.3.10.1 - Les méthodes d'analyse chimique et radiochimiques

Les radionucléides à vie longue ne sont pas en général directement mesurables dans les déchets. Pour y déterminer leur concentration, il est nécessaire de mettre en œuvre des méthodes d'analyse après prélèvement, comprenant les étapes suivantes :

- prélèvement d'un échantillon représentatif du déchet,
- mise en solution de l'échantillon,
- séparation spécifique du radionucléide,
- mesure de la quantité du radionucléide, soit par une technique radiométrique, soit par spectrométrie de masse.

Un programme pluriannuel de mise au point de telles méthodes d'analyse se déroule depuis plusieurs années. Il couvre les principaux émetteurs β importants pour la sûreté (^{10}Be , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{41}Ca , ^{59}Ni , ^{63}Ni , ^{79}Se , ^{93}Zr , ^{93}Mo , ^{94}Nb , ^{99}Tc , ^{107}Pd , ^{108m}Ag , ^{121m}Sn , ^{126}Sn , ^{129}I , ^{135}Cs , ^{151}Sm) ainsi que les émetteurs α , dans les déchets tels que les résines, les graphites, les boues, les ciments, les bitumes, les coques et les verres. Le tableau ci-dessous présente l'état d'avancement de ce programme fin 2001. A ce jour, plus de la moitié des objectifs sont atteints. Les développements ont permis par exemple le dosage du ^{36}Cl et du ^{14}C dans les résines et les graphites avec une limite de détection de 1 Bq/g.

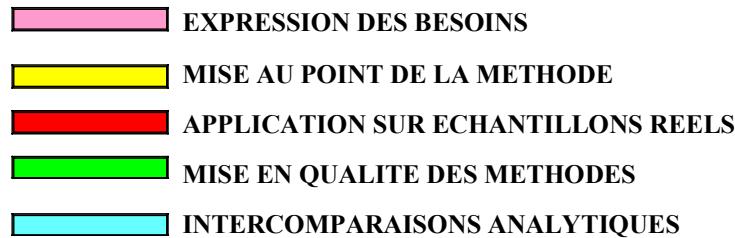
4.3.10.2 - Les méthodes de mesures nucléaires

Les améliorations apportées aux techniques classiques de mesures nucléaires, notamment par le couplage de méthodes, et le saut technologique réalisé par la mise en œuvre d'une source interrogatrice intense de photons γ issue d'un accélérateur d'électrons permettent d'importants gains sur les performances des méthodes de mesures non destructives de colis de déchets radioactifs à vie longue, en particulier :

- pour la quantification et la localisation des noyaux lourds, la photofission permet d'améliorer les limites de détection des noyaux lourds (U, Pu,...) d'un ordre de grandeur, la limite de détection dans une coque béton d'un m^3 a pu ainsi être abaissée sous le seuil d'acceptation alpha du Centre de stockage en surface de l'Aube,
- pour la mesure de radionucléides à vie longue et d'éléments chimiques, l'activation photonique et neutronique rend accessible ces mesures de façon non intrusive pour un grand nombre de colis ou d'échantillons jusqu'à 220 litres, et les limites de détection évaluées par simulation numérique sont inférieures aux seuils d'acceptabilité du Centre Aube pour les radioéléments ^{59}Ni , ^{63}Ni , ^{79}Se , ^{93}Zr , ^{93}Mo , ^{99}Tc , ^{129}I , ^{135}Cs ; par exemple, pour l'iode 129 la limite de détection est inférieure à 1Bq/g pour un colis 220 litres cimenté et inférieure à 50Bq/g pour un colis de coques et embouts compactés ; les performances prévisionnelles pour les éléments chimiques sont de l'ordre du ppm pour le Cd, 10 ppm pour Hg et Cl et 100 ppm pour le Cr, Ni, As, Sb, et Se⁴,
- pour l'inspection physique des colis, de leur structure (densité, détection d'hétérogénéités) et de leur contenu (détection d'objets indésirables), l'imagerie haute énergie devrait permettre des résolutions spatiales inférieures à 3 mm et une résolution en densité de l'ordre de 1% en mode tomographique pour des colis de grand volume (supérieur à 2m^3), de forte densité (supérieure à 3) et/ou des colis très irradiants.

⁴ Cette limite concerne des tests non destructifs sur des colis. Les limites absolues pour la détection d'impuretés dans un matériau sont considérablement plus basses (au niveau de 10-14 g/g, par exemple par la technique de SMA (Spectrométrie de masse par accélérateur). Elle vaut ainsi pour ^{10}Be (10-15g/g), ^{26}Al (5 10-15g/g), ^{36}Cl (7 10-12g/g), ^{41}Ca (10-13g/g), ^{59}Ni (10-8g/g), etc...).

L'ensemble de ces résultats, obtenus pour l'essentiel par simulation, seront validés au cours de la période 2002-2006, par des expérimentations sur colis réels, sur des équipements prototypes existants (comme l'installation saphir pour la photofission mise en service en 2000 au CEA/SACLAY) ou dans des installations en cours de réalisation (imagerie haute énergie au CEA/CADARACHE).



RNVL	Demandeur	Nature de la mesure	1998	1999	2000	2001	2002	au delà
³⁶ Cl	EDF	SLC (SMA?)	■	■	■	■	■	
¹²⁹ I	EDF	ICPMS	■	■	■	■	■	
^{108m} Ag	EDF	S _γ		■	■	■	■	
⁹³ Mo	EDF	SX	■	■	■	■	■	
⁷⁹ Se	EDF	ICPMS		■	■	■	■	
¹²⁶ Sn	EDF	ICPMS		■	■	■	■	
¹⁰ Be	EDF	ICPMS			■	■	■	
α	EDF	ICPMS/S α			■	■	■	
³⁶ Cl	EDF	SLC	■	■	■	■	■	
¹⁰⁷ Pd	EDF	ICPMS		■	■	■	■	
⁹³ Zr	EDF	ICPMS		■	■	■	■	
⁹⁹ Tc	EDF	ICPMS		■	■	■	■	
⁴¹ Ca	EDF R&D	SLC (SMA?)		■	■	■	■	
¹⁰ Be	anticipation	SLC		■	■	■	■	
¹²⁹ I	ANDRA	ICP-MS			■	■	■	
⁹⁹ Tc	ANDRA	ICP-MS			■	■	■	
³⁶ Cl	ANDRA	SLC (SMA)	■	■	■	■	■	
⁹³ Zr	anticipation	ICPMS	■	■	■	■	■	

Etat d'avancement sur les méthodes d'analyse des RN à vie longue

4.3.10.3 - Les tests de caractérisation comportementale

L'approche consiste à élaborer, pour chaque colis type, des procédures de tests de caractérisation applicables aux colis industriels, permettant de rendre accessible à la mesure et de déterminer les paramètres représentatifs du comportement à long terme (réversibilité-reprise, confinement). L'élaboration de ces tests s'appuie sur les résultats des études de comportement à long terme des colis, décrits au paragraphe 4.3.6.

Des premiers tests sont en cours de finalisation pour l'évaluation du confinement à long terme des colis béton et béton fibre et des études ont démarré pour la définition de tests concernant la fissuration des bétons. Un programme similaire démarre en 2002 sur les colis bitumineux.

Un ensemble de procédures de tests permettant de caractériser les phénomènes les plus représentatifs de la réversibilité et du confinement pour les colis CSD-C, les colis de verre et les colis de combustible irradié sera produit à terme.

4.3.11 - Appréciation de la pertinence des recherches

La pertinence des programmes de recherche menés au titre de l'axe 3 est appréciée ci-après en regard des critères proposés à la section 1.6 du chapitre 1.

4.3.11.1 - Pertinence

- *Pertinence vis-à-vis des principes énoncés à l'article 1 de la loi du 30 décembre 1991*

Protection de la nature, de l'environnement, de la santé et prise en considération des droits des générations futures sont au cœur de ces recherches qui visent au confinement des déchets nucléaires. L'adaptation et l'amélioration des conditionnements actuels et l'étude de leur comportement à long terme contribuent en effet à une protection optimale des populations et de l'environnement.

Le conditionnement réversible des combustibles irradiés dont le traitement pourrait être différé, associé à l'entreposage, permet l'ouverture des options : reprise et retraitement pour recyclage ou pour conditionnement des radionucléides, ou bien stockage direct si cette décision devait être prise. Les études de comportement à long terme doivent apporter des ordres de grandeur fiables sur les prévisions de durabilité des performances de confinement (en stockage ou en entreposage, en situation normales ou dégradées). La connaissance (et la preuve) d'un grande durabilité de l'intégrité des colis est un élément important tant pour la réversibilité que pour la protection de l'environnement. C'est pourquoi la meilleure connaissance scientifique sur la durabilité de chaque colis est mise en forme régulièrement grâce aux modèles opérationnels, qui offrent aux utilisateurs de cette connaissance une référence scientifiquement argumentée, traçable et fiable, explicitant clairement l'état de l'art, les certitudes dégagées et les zones de progrès.

La caractérisation des colis et la constitution des dossiers de connaissance contribuent à la mémoire des caractéristiques des colis, qui doit nécessairement accompagner leur gestion à long terme.

La voie entreposage de longue durée prend en considération les droits des générations futures au sens où ce mode de gestion est très orienté vers la réversibilité, et donc vers l'ouverture des choix. Elle permet de disposer de tout le temps nécessaire à la mise en œuvre d'une solution définitive. Il importe que les installations correspondantes soient conçues pour allier un grande robustesse à une charge réduite d'exploitation et de surveillance. En corollaire, la voie entreposage de longue durée nécessite toujours à terme, pour les générations futures, des décisions et des actions.

- *Evaluation préliminaire de la complexité et des coûts des solutions industrielles*

Le conditionnement des déchets de haute activité et à vie longue est une opération coûteuse mais nécessaire s'ils doivent être stockés. Les traitements préalables de réductions de volume sont a priori favorables en matière de coûts (incinération, vitrification par torche à plasma, compaction, décontamination). L'ensemble s'intègre dans une démarche industrielle solide, elle-même issue de plusieurs décennies de R&D.

L'entreposage sûr des déchets est aujourd'hui l'état de fait en matière de gestion des déchets à haute activité et à vie longue. Pour la longue durée, un élément supplémentaire d'appréciation pourrait résulter de la nécessité de reconditionner certains déchets anciens après une phase d'entreposage. Les réflexions et les évaluations économiques incluent la comparaison entre les deux approches : reconduction par périodes successives, et réalisation d'installations ayant la capacité technique, inscrite dès l'origine dans leur cahier des charges, à assurer l'entreposage des colis dans la longue durée.

- *Position des recherches et des réalisations au plan international*

Le conditionnement des combustibles usés pour leur stockage direct est étudié dans de nombreux pays nucléaires. Mais l'extension des procédés de vitrification, qui produisent aujourd'hui un conditionnement industriel fiable et très performant dans la durée des actinides et produits de fission séparés lors du retraitement des combustibles usés, à de nouveaux déchets est largement étudiée (USA), de même que les céramiques et matrices minérales (Australie, Japon, Russie...). Les études de comportement à long terme des colis de déchets, en entreposage ou en stockage, représentent un thème générique pour la gestion des déchets nucléaires.

De nombreux entreposages industriels sont en exploitation à l'étranger. L'étude d'une voie de gestion "entreposage de longue durée en surface" inscrite dans la loi de 1991, est spécifique à la France. Toutefois, et depuis peu de temps, le Royaume Uni s'y intéresse aussi.

4.3.11.2 - Moyens

- *Existence et compétence des équipes*

Les compétences scientifiques des équipes concernées dans les nombreux organismes de recherche impliqués dans ces études (physico-chimie, matériaux, radioactivité, modélisation) existent et vont de pair avec la maîtrise de technologies de conditionnement développées industriellement par les industriels (EDF, COGEMA,...). Les aspects ingénierie font appel à des sous-traitances spécifiques.

- *Disponibilité des moyens techniques nécessaires*

Les travaux de R&D en actif sont principalement menés sur deux installations :

- ATALANTE/DHA, est disponible à Marcoule pour les colis de déchets C et en particulier les colis de déchets vitrifiés,
- CHICADE à Cadarache pour les colis de déchets B.

- *Etat des technologies envisageables et maturité technologique prévisible en 2006*

Le gouvernement a mandaté le CEA pour mener les recherches sur le conditionnement et l'entreposage qui ont fait l'objet en 2001 d'un rapport aux Ministres de tutelle. Elles sont menées afin de fournir au gouvernement, à l'échéance de 2006, les éléments décisionnels nécessaires concernant cette option, afin qu'il dispose d'une réelle possibilité de choix de concepts adaptables à des conditions variées de sites. La recherche de sites n'est pas sur le chemin critique des études de conception et n'interviendra qu'à la demande du Gouvernement.

- *Disponibilité du financement nécessaire*

Les recherches sont actuellement financées par la subvention de l'Etat. Toutefois, EDF, COGEMA, la Commission Européenne et des partenariats multiples sont aussi des sources de financement significatives. Les travaux se situent naturellement dans une démarche de coordination renforcée entre les acteurs de la loi et de proposition aux partenaires industriels d'une coopération et d'un financement accrus.

Chapitre 5 : Coordination

La coordination entre axes est indispensable, dans la perspective du dossier qui devra être produit pour l'échéance de 2006. Ce dossier devra donner les éclairages scientifiques et techniques permettant de préparer les décisions sur la poursuite des opérations dans le domaine de la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue.

Les analyses devront porter sur les solutions qui se dessineront alors, sur la base des résultats acquis sur chacun des trois axes de la recherche en prenant en considération les possibilités ouvertes dans les différents domaines. A cet effet, il sera nécessaire de proposer des méthodes et moyens d'évaluation comparée des différentes solutions.

Dans ce contexte, la coordination inter-axes vise à assurer la cohérence entre les différentes approches de recherche et à préciser la nature du délivrable pour 2006 permettant ces analyses et évaluations. Fondé sur les résultats issus des différentes options étudiées, ce délivrable pourrait comprendre les éléments suivants.

1. Des données partagées sur l'inventaire des déchets considérés, ainsi que leur classification par familles.
2. Une liste de solutions possibles de gestion, comprenant les opérations prises individuellement, ainsi que les enchaînements d'opérations, ou scénarios de gestion :
 - pour chaque famille de déchets,
 - pour les cycles de production futurs,(une solution de gestion = une combinaison de procédés et d'installations).
3. L'évaluation de la faisabilité scientifique et technico-économique des solutions présentées :
 - acquis et incertitudes scientifiques (évalués sur la base de l'avancement des recherches),
 - rendements industriels envisageables (en particulier pour la séparation et la transmutation),
 - ordres de grandeur des coûts,
 - impact environnemental.
4. Les programmes complémentaires qui pourraient s'avérer nécessaires pour chaque solution :
 - R et D : délais envisageables, coûts,
 - possibilités d'industrialisation.

Ce chapitre présente la coordination des acteurs, cette dernière s'opérant à deux niveaux.

- **La coordination scientifique et technique au sein de chaque axe**

Cette coordination est assurée respectivement par l'Andra et le CEA, et réalisée en s'appuyant sur

un certain nombre d'accords ou de structures associant les acteurs de la recherche ainsi que les industriels :

- Les « Groupements De Recherche » (GDR) du CNRS, avec notamment l'Andra, le CEA, EDF et COGEMA.
- Les accords bi ou multilatéraux :
 - accord cadre Andra-CEA,
 - programmes d'intérêt commun entre le CEA et COGEMA,
 - accords à trois entre le CEA, EDF et Framatome ANP et le CEA, EDF et l'Andra.
- Les réunions thématiques sur les aspects scientifiques et l'orientation des travaux.
- Les Conseils Scientifiques des organismes coordinateurs et, par exemple, des GDR.

Pour ce qui est de l'axe 2, l'Andra anime un réseau de collaborations scientifiques qui fait appel notamment aux compétences des Universités, du CNRS et d'organismes de recherches thématiques (BRGM, CEA...).

Au sein du CEA, les travaux coordonnés par la Direction de Programme « Recherches pour la Gestion des Déchets » sont réalisés principalement par la Direction de l'Energie Nucléaire (DEN) avec la contribution de la Direction de la Recherche Technologique (DRT) de la Direction des Sciences de la Matière (DSM), de la Direction des Sciences du Vivant (DSV) et de la Direction des Applications Militaires (DAM).

- **La coordination scientifique et technique entre les axes**

L'accord cadre conclu entre le CEA et l'Andra permet cette coordination ainsi que des échanges d'informations pour assurer des liens de coordination entre axes. A partir de 1996, répondant en cela aux recommandations de la CNE, l'élaboration du présent programme des recherches a constitué le support pour cette coordination.

La coordination entre axes est essentiellement articulée autour de :

- l'étude des possibilités de réduire à la source la quantité de radionucléides à vie longue, pour une même quantité d'électricité produite en réacteur ;
- l'ouverture des options dans les stratégies de l'aval du cycle (du recyclage - transmutation au stockage direct), avec l'étude de solutions scientifiques et techniques et des concepts d'entreposage de longue durée contribuant à la flexibilité de gestion ;
- la prise en compte de l'inventaire des déchets et de leur thermique, en liaison avec le concept de stockage ;
- les études sur la hiérarchisation des radionucléides ;
- les études d'impact de cycle dans le cadre du « forum d'échange ».

Le contrôle scientifique est assuré par :

- les conseils scientifiques et techniques au CEA,
- le conseil scientifique de l'Andra,
- les conseils scientifiques et de groupement de chacun des groupements de recherche (GDR) et le comité du programme sur l'aval du cycle électronucléaire (PACE) du CNRS.

5.1 - Les instances de coordination

La coordination est assurée au travers de différentes instances mises en place pour répondre aux besoins à différents niveaux.

- Le Comité de Suivi des Recherches sur l’Aval du Cycle (COSRAC). Il réunit régulièrement sous les auspices du Ministère chargé de la Recherche les pilotes des recherches, Andra et CEA, avec les autres acteurs de la recherche (CNRS) et de l’industrie (EDF, COGEMA, Framatome ANP). Les ministères chargés de l’industrie et de l’environnement y sont également représentés, ainsi que l’autorité de sûreté (DGSNR), avec son support technique (IRSN). Le COSRAC constitue le lieu d’échanges où tous les acteurs concernés débattent des propositions d’orientation ou d’infexion des recherches. A ce titre, le COSRAC coordonne l’élaboration du document « Stratégie et programme des Recherches », ainsi que la préparation de dossiers à caractère stratégique (action européenne pour un démonstrateur hybride par exemple).
- Au niveau des pilotes des trois voies de recherche, un accord de partenariat stratégique constitue le lieu de concertation ainsi que d’information mutuelle sur les options stratégiques. L’accord est placé sous la responsabilité d’un comité directeur qui élabore les orientations pluriannuelles des programmes de recherches menés en partenariat entre les deux organismes, soit par des programmes communs de recherche sur des thèmes d’intérêt mutuel, soit par des programmes définis par l’un des partenaires et jugés intéressants par l’autre. Le comité directeur se réunit régulièrement et s’appuie sur une cellule de coordination chargée de la mise en œuvre des orientations et du suivi technique et financier des différentes actions.
- Les Comités Techniques Thématisques, mis en place dans le cadre du partenariat Andra-CEA, constituent les lieux de discussion et d’échanges scientifiques et techniques, notamment pour les thèmes à l’interface entre les axes 2 et 3 des recherches. Les Comités Techniques portent sur les thèmes suivants.
 - les conteneurs

Les domaines couverts sont les fonctions et performances des conteneurs dans la perspective de leur entreposage de longue durée et de leur stockage, la gestion des interfaces entre entreposage de longue durée et stockage, la conception, la recherche et le développement en matière de conteneurs.

- les spécifications et les inventaires

Les objectifs du comité sont, à l’interface entre axe 2 et axe 3, de développer une vision commune sur les familles de colis et inventaires, de partager les données des dossiers de connaissances des colis et les référentiels phénoménologiques de comportement, d’assurer la cohérence entre colis types et modèles d’inventaire, d’identifier les écarts, et si possible les réduire sur les spécifications d’acceptation, d’envisager les moyens de caractérisation des colis.

- la modélisation

Le comité a pour vocation d’identifier les moyens partagés et les synergies entre modélisations portant respectivement sur l’entreposage, le comportement à long terme des colis et le stockage.

- les matériaux

Le CTT matériaux est un lieu d’information et d’échange sur le volet matériaux du projet HAVL de l’Andra, notamment en liaison avec les groupements de laboratoire concernés.

- la sûreté

Le CTT sûreté est destiné à comparer les approches, puis à converger vers des méthodologies cohérentes pour les évaluations portant sur l’entreposage de longue durée comme sur le stockage. Par ailleurs, des travaux d’intérêt mutuel sont engagés sur le risque de criticité, sur le risque d’abandon ou de perte de maîtrise technique.

– les expérimentations en laboratoires souterrains

L'objectif du CTT est d'identifier les actions de R&D en partenariat qui pourraient être envisagées dans le cadre des expérimentations en laboratoire souterrain. Les propositions techniques du CEA sont évaluées par rapport aux objectifs et aux programmes de l'Andra, ainsi que dans le cadre de l'ensemble des partenariats pour les expérimentations en laboratoire souterrain, en vue de préparer des programmes d'études d'intérêt mutuel.

– les bases de données

Ce nouveau CTT a été mis en place en juillet 2002. Il s'agit de promouvoir l'échange d'informations sur les données physiques et chimiques de base. Les domaines couverts concernent les données physiques (périodes des radionucléides à vie longue, énergies moyennes alpha, beta et gamma, activité massique) et les données chimiques et thermodynamiques (comparaison des données et incertitudes associées, identification des lacunes). Sur ce dernier point, il a été décidé dans un premier temps d'engager une comparaison des données portant sur les éléments traités dans la base BASSIST (U, Am, Pu, Se, I)

- Un protocole ouvrant la voie à un accord de partenariat dans le domaine de la recherche entre Andra, CEA et EDF a été signé fin 2002.
- Des instances de concertation de l'Andra avec les producteurs de déchets existent, notamment pour suivre les programmes portant sur les colis de déchets (groupe dit GT1) et sur les concepts de stockage (GT3). Depuis 1998, les responsables CEA des programmes sur l'entreposage de longue durée y participent également, en vue d'assurer la cohérence entre les données d'études.
- Des instances à caractère scientifique et technique et des groupes de travail plus transversaux ont également été mis en place, notamment pour les études à vocation stratégique. Il s'agit d'une part du Groupe de Travail sur la hiérarchisation des radionucléides et d'autre part du Forum d'échange sur les impacts sanitaires et environnementaux du cycle électronucléaire.

5.2 - Les travaux en partenariat

5.2.1 - L'inventaire

Comme cela a été présenté au chapitre 1, afin d'identifier les enjeux de conception, de faisabilité et de sûreté vis-à-vis des colis de déchets, il est nécessaire de disposer d'un inventaire de référence. L'Andra élabore un modèle d'inventaire qui donne, de manière simplifiée, les inventaires pris en compte dans le cadre des études de faisabilité d'un stockage géologique de déchets à haute activité et à vie longue.

Il est établi sur la base d'hypothèses de production et de conditionnement des déchets et de scénarios de gestion de l'aval du cycle discutés avec les producteurs (CEA, EDF, COGEMA). Les scénarios considérés ne prétendent nullement préfigurer une réalité industrielle, mais tendent à donner une vision large des déchets de manière à étudier les problématiques que pourraient poser leur stockage.

Le modèle d'inventaire se fonde en outre sur des dossiers de connaissances des colis de déchets fournis par les producteurs suivant la spécification de l'Andra (cf. section suivante). Ceux-ci matérialisent la connaissance effective des colis de déchets en précisant notamment les inventaires radiologiques et chimiques. Ils font également état de la variabilité des caractéristiques des colis. Le modèle d'inventaire regroupe certains colis de déchets en définissant des colis types, qui présentent des caractéristiques voisines ou soulèvent des problématiques analogues vis-à-vis de l'étude de la faisabilité du stockage.

Le modèle d'inventaire est régulièrement remis à jour à mesure qu'il devient possible, avec l'avancée des études et recherches, de définir les paramètres des colis les plus importants vis-à-vis de la conception et de la sûreté d'un stockage, et de préciser les données sur les colis les plus sensibles vis-à-vis de la robustesse des concepts de stockage étudiés.

La dernière version du modèle d'inventaire (MID – modèle d'inventaire de dimensionnement) a été publiée par l'Andra en novembre 2002. Elle sous-tendra les études qui seront réalisées dans la perspective de la production du dossier 2005 par l'Andra.

5.2.2 – Les études liées aux colis

Le thème des colis appelle une coordination particulière entre les différents programmes de recherche. Cette dernière s'articule autour de deux aspects principaux :

- la connaissance des caractéristiques des colis de déchets et les études sur leur comportement, en lien avec les études sur le traitement des déchets,
- les études sur des conditionnements adaptés aux déchets non encore conditionnés, et l'analyse de la compatibilité des modes de conditionnement étudiés pour l'entreposage et le stockage (par exemple possibilité d'un complément de colisage).

La coordination est réalisée par l'Andra avec les producteurs (CEA, EDF, COGEMA) au sein d'un groupe de travail ad hoc, notamment pour ce qui concerne la connaissance des colis. Elle est également conduite dans les comités thématiques mis en place dans le cadre du partenariat entre l'Andra et le CEA (CTT conteneur et CTT spécifications/inventaires).

Une connaissance la plus complète possible des différents types de colis primaires HAVL qui sont susceptibles d'être accueillis selon le cas dans un entreposage de longue durée ou dans un stockage géologique est nécessaire, à la fois pour disposer des données pertinentes pour les études de concept, mais également dans le souci d'assurer au plus tôt une traçabilité centralisée de ces colis.

Dans ce cadre, l'Andra a mis en œuvre un processus de recueil de dossiers de connaissances sur l'ensemble des colis de déchets B et de déchets C. Ceux-ci sont établis par les producteurs en lien avec le CEA sur la base d'une spécification qui détaille les exigences de connaissance de l'Agence en termes de caractéristiques dimensionnelles des colis, de caractérisation physico-chimique des différents sous-ensembles pertinents, d'inventaire radiologique détaillé, etc. Les colis y sont présentés par familles qui regroupent des colis homogènes par leurs caractéristiques et leurs conditions de production. Des dossiers de connaissances sont également établis pour les déchets existants en attente de conditionnement, pour les déchets futurs qui seront générés par les installations existantes. Les combustibles usés, bien qu'ils ne constituent pas des déchets, ont également été pris en compte.

Si une famille de colis est en cours de production, le producteur complète son dossier par un descriptif d'évaluation d'activité du colis, ainsi qu'un descriptif de procédé dans lequel l'installation de conditionnement et de fabrication des colis est décrite et les résultats du programme de qualification sont fournis. Le producteur présente également les caractéristiques du colis, sur lesquelles il s'engage, associées aux dispositions prises en production pour les garantir. Ces dispositions sont incluses dans le programme de contrôle de la qualité que l'Andra audite. Sur la base de la vérification de la conformité de cet ensemble de documents, et de la complétude du dossier de connaissance, un agrément dit "de niveau 1" est alors délivré par l'Andra au producteur. Cet agrément ne préjuge pas de l'acceptabilité du colis dans un futur éventuel stockage, mais atteste que le niveau de connaissances atteint et la maîtrise de la qualité des conditions de production sont satisfaisants. Il est prévu que le processus d'agrément de niveau 1 soit achevé en 2003.

Par ailleurs, un partenariat tripartite CEA-Andra-EDF conclu en 2002 donne un cadre à l'étude et à la démonstration d'un conteneurage pour les colis de combustibles usés. Un conteneur a été défini

conjointement tant au niveau des fonctionnalités que pour l'interface avec les recherches conduites dans les différents axes.

5.2.3 - Les acquis des comités techniques thématiques Andra - CEA

Un bref point d'avancement des réalisations en partenariat Andra-CEA est présenté dans cette section.

- **CTT conteneurs**

Les travaux ont essentiellement porté sur la compatibilité entre entreposage et stockage du conteneur de déchets B (vieillissement des bétons, gestion des gaz, faisabilité industrielle, criticité, thermique).

- **CTT modélisation**

La mise en place de la plate-forme de modélisation ALLIANCES (Atelier Logiciel d'intégration, d'analyse et de couplage pour l'entreposage et le stockage) a été poursuivie. Les revues de spécification des versions V1.0 (septembre) et V1.1 (novembre) ont été réalisées. Le dossier de qualification du prototype a livré des enseignements en particulier sur la gestion des erreurs, la représentation graphique et la définition de cas test. En outre, des développements sont en cours sur les différentes interfaces homme-machine (chimie-transport et sûreté).

- **CTT spécifications/inventaires**

Les travaux ont notamment porté en 2002 sur des échanges techniques et des mises à jour concernant l'acquisition des termes source gaz.

- **CTT matériaux**

En 2002, les travaux du sous-groupe « verre » ont porté sur :

- l'identification des phénomènes THMCR décrivant le comportement à long terme des déchets vitrifiés en situation de stockage,
- l'analyse de l'état des connaissances sur chaque phénomène et l'impact sur le relâchement des radionucléides,
- l'identification des couplages entre les différents phénomènes.

Les travaux du sous-groupe « boues bitumées » ont fourni :

- des fiches d'analyse critique des phénomènes liés à chaque situation de l'APSS,
- une fiche commune à toutes les situations sur la R&D nécessaire.

Ils ont également permis de dégager les principales interrogations subsistant sur le comportement des boues bitumées dans leur environnement de stockage.

Ce CTT poursuivra ses travaux dans l'optique de la mise à jour de l'APSS sur la base des concepts retenus dans le cadre du projet HAVL argile en 2002.

- **CTT laboratoire souterrain**

En 2002, les coopérations ont porté sur les expérimentations de diffusion (analyse de la capacité de prédiction des modèles de diffusion - rétention, choix des traceurs ; préparation de l'expérimentation DI-A au Mont Terri), de thermique (prototype à l'échelle 1 au Mont Terri) et d'analyse chimique (tests de chaînes analytiques). Par ailleurs, des travaux ont été poursuivis sur l'utilisation de capteurs à fibre optique.

5.2.4 - Sélection et hiérarchisation des radionucléides

Un groupe de travail a préparé un rapport sur la sélection et la hiérarchisation des radionucléides. Ce rapport a été terminé en 2002. Il constitue à la fois le prolongement des travaux des années précédentes et une synthèse de la question au stade actuel.

Définition de quatre indicateurs

Ce dernier rapport propose une méthodologie de hiérarchisation selon quatre indicateurs relatifs à un colis donné :

- le niveau d'activité de chaque radionucléide,
- la contribution de chaque radionucléide à l'inventaire radiotoxique,
- la contribution de chaque radionucléide à la dose à l'exutoire d'un stockage,
- la contribution de chaque radionucléide à la puissance thermique des déchets.

Ces indicateurs portent sur des inventaires ou des flux rapportés à des colis existants, et non sur des caractéristiques intrinsèques des radionucléides comme le seraient la puissance thermique massique ou la masse critique. Le choix fait dans ce rapport s'explique par la robustesse des critères retenus qui sont définis de façon simple et admise par tous, permettant de raisonner en ordre de grandeur, même si leur sens doit être explicité (cf. infra). Il reste que la contribution à la dose à l'exutoire a paru devoir être retenue, bien que sujette à de nombreux paramètres "extrinsèques" (conditionnement, concept de stockage, géologie...).

Enjeux liés aux différents indicateurs

Les enjeux liés à ces indicateurs sont de natures diverses. L'activité en elle-même ne peut pas être reliée à un enjeu direct important, notamment en regard de la sûreté. Ce sont ses conséquences qui sont potentiellement importantes, notamment sur la santé, à travers la notion de dose telle que décrite plus bas. Parmi ces conséquences, on trouve aussi le débit de dose des colis, qui détermine les moyens d'exploitation. En règle générale, cet indicateur sert à identifier la source de dispositions techniques nécessaires à la maîtrise de nuisances potentielles, et/ou la source de ces détriments. Les caractéristiques essentielles concernent le spectre (contribution relative des rayonnements béta-gamma et alpha), l'activité massique ou volumique des colis avec, en toile de fond, le partage des colis entre ceux susceptibles ou non d'être stockés en surface. Cet indicateur est en fait très proche du suivant en pondérant les activités alpha et β/γ .

L'inventaire radiotoxique est représentatif d'un danger potentiel et plutôt théorique. En effet, son usage est rendu nécessaire du fait de l'absence d'un indicateur d'impact absolu, tel que des doses relatives à un mode de gestion précis. Cet indicateur relève d'une logique de type «principe de précaution» sans qu'il soit possible de fixer des objectifs (niveau de réduction d'inventaire, date) selon une logique qui s'imposerait.

La dose individuelle maximale à l'exutoire fournit une grille d'analyse a priori simple. Le premier niveau de l'analyse concerne la dose individuelle et doit être rapporté à ce qui est considéré comme acceptable (cf. la RFS III.2f). Le second niveau, dont la pertinence doit être appréciée en regard du premier, concerne la hiérarchisation proprement dite, c'est-à-dire la contribution à la dose de chacun des radionucléides. Pour apprécier cette contribution, les données de base sont l'inventaire initial et les caractéristiques du stockage (concept), de la géologie et de la biosphère. Les choix de modélisation jouent, par ailleurs, un rôle important. La hiérarchisation met en évidence les contributeurs potentiels majeurs à la dose. Elle constitue un outil simple pour guider les actions consistant d'abord à identifier les causes de majoration des résultats obtenus (inventaires enveloppe, phénoménologie majorante, ..) puis enfin, si cela est jugé pertinent, pour mettre en œuvre des actions d'amélioration en terme de colis stockage, concept et/ou choix de la couche hôte.

La thermique enfin est un indicateur important en regard de la conception des entreposages et du stockage. Ceux-ci doivent prendre en compte la puissance des colis qui joue sur la sûreté : tenue des matériaux et des colis eux-mêmes, dont les aspects lixiviation (effet défavorables), maintien en température et corrosion (effet favorable en entreposage). Par ailleurs, la température des ouvrages interfère avec la réversibilité (température limitée en cas de galeries de stockage maintenues ouvertes et ventilées).

Modalités d'actions

La méthodologie suivie se veut pragmatique et est orientée vers les moyens d'action possibles sur les indicateurs. C'est en effet à travers les différentes techniques identifiées dans le cadre de la loi que les caractéristiques des déchets seront gérées, soit en les modifiant (axe 1, et à un moindre degré axe 3), soit en mettant en œuvre des moyens aptes à "accompagner" la décroissance naturelle des déchets en les isolant suffisamment de l'homme et de l'environnement. Les moyens d'action qui ont été identifiés sont les suivants:

- séparation-conditionnement,
- séparation-transmutation,
- entreposage,
- conditionnement,
- stockage.

Les actions destinées à mieux connaître les inventaires, la phénoménologie, les incertitudes des codes etc. qui ne constituent pas des moyens d'actions proprement dits, ont été exclues de l'analyse. L'objectif de l'axe 2 de la loi est de proposer une voie d'action efficace et sûre sur tous les indicateurs via un ou des concepts de stockage en couche géologique profonde. Pour définir des stratégies plus complexes, les quatre premiers moyens d'action identifiés ci-dessus pourraient être mis à contribution.

L'activité (et par voie de conséquence la radiotoxicité) peut être gérée soit par une option d'entreposage, pour les radionucléides à périodes au plus de quelques décennies, soit par la séparation et transmutation, ou encore à défaut par le conditionnement spécifique après séparation. Dans le cas de la transmutation, il s'agit de diminuer l'activité et pas seulement de s'en protéger. Rappelons toutefois qu'une des fonctions essentielles du stockage réside dans l'isolement de la biosphère des nucléides les plus radiotoxiques pendant leur période de décroissance. Le stockage est donc également un moyen de gérer l'activité dans la durée.

La dose est gérée d'une part via l'activité (cf. supra) et le débit de dose qui en dépend, et d'autre part par les protections en place et les moyens de gestion (phasage dans le temps, mise en œuvre industrielle). En ce qui concerne la dose aux opérateurs et au public induite lors des premières décennies de traitement des déchets, les principes actuellement en vigueur seront appliqués quelle que soit la gestion retenue. Des doses au plus égales à quelques millisieverts seront donc subies par les travailleurs les plus exposés et des doses de l'ordre de dix fois moindre pour le public. L'impact sanitaire de ces doses étant jugé non significatif, on ne peut en dériver un critère de choix. A plus long terme, les doses issues des retours à la biosphère des radionucléides des déchets stockés seront fonction du couple conditionnement-stockage. Une des questions posées en regard des doses est l'intérêt d'actions de séparation-transmutation privilégiant les radionucléides dont l'impact dosimétrique en sortie du stockage apparaîtrait parmi les plus significatifs (ceci dans une logique très prudente, car l'impact sanitaire serait quant à lui non significatif en scénario d'évolution normale pour tous les radionucléides).

La thermique est un facteur lié étroitement à l'activité de court-moyen terme. Une modalité de gestion privilégiée, en tant que de besoin, est l'entreposage. Les stratégies de séparation-transmutation constituent un moyen d'action dont les retombées (par le décalage dans le temps et la diminution de l'inventaire en radionucléides) pourraient conduire à diminuer l'importance du critère thermique dans la gestion de la fin du cycle. Il est également possible de gérer la thermique en stockage via par

exemple la ventilation des alvéoles ou les concepts eux-mêmes (espacement des déchets, écartement des alvéoles, surcolisages avec fonction "radiateurs" etc....).

Prise en compte du temps

Le facteur temps joue un rôle dans la transformation des déchets via la décroissance : à très long terme les déchets radioactifs issus des activités de notre génération n'auront pas une activité notable sur l'environnement. Le temps affecte ainsi directement l'activité, l'inventaire radiotoxique et la thermique. Par ailleurs, les doses induites à l'exutoire en sont fonction (décroissance et vitesse de migration). Ainsi, le rapport identifie jusqu'à sept dates possibles d'analyse: 30, 300, 1000, 10000, 100000, 500000 et 1000000 années.

Flux de déchets étudiés

Les déchets qui ont été retenus sont ceux qui résultent du traitement des combustibles usés issus des réacteurs. La voie de référence qui a été étudiée est celle du traitement de ces combustibles pour conditionnement et recyclage du plutonium. Les déchets conditionnés qui ont donné lieu à analyse sont les deux formes de conteneurs standards conditionnés actuellement: les CSD-V et CSD-C. Les premiers contiennent les radionucléides les plus radiotoxiques (à l'exception du plutonium recyclé) et les plus thermiques. Les seconds sont les principaux déchets de moyenne activité à vie longue, dont le caractère de déchets ultimes ne fait guère de doute (leur activité est plus de 100 fois inférieure aux premiers). Pour ces conteneurs standards, on a ainsi étudié les évolutions dans le temps des quatre indicateurs retenus et on a examiné comment les moyens d'action identifiés ci-dessus permettent de gérer les déchets en fonction des valeurs de ces indicateurs, voire de jouer sur les indicateurs eux-mêmes en transformant les déchets (directement ou via la décroissance temporelle).

Conclusions

Les travaux de hiérarchisation mettent à nouveau en évidence deux finalités, non exclusives, structurant les programmes menés dans le cadre de la loi de 91.

La première fait référence à la toxicité des déchets, sans privilégier un mode de gestion à long terme, et a pour but de la faire décroître significativement dans les prochaines décennies (à un rythme donc supérieur à la décroissance naturelle, grâce à l'assistance des techniques étudiées dans le cadre de l'axe1). Les moyens d'actions essentiels sont donc ceux de l'axe 1 : séparation et transmutation en référence, avec d'éventuels compléments en matière de conditionnement spécifique. Toutefois, l'avancement favorable des études de stockage peut conduire à privilégier la transmutation sur le conditionnement spécifique, en gardant à l'axe 1 une logique non tributaire du choix du stockage géologique.

L'autre finalité, non exclusive de la première, est celle qui consiste à proposer une gestion sûre à long terme des déchets. Le stockage en formation géologique profonde est un moyen d'action de référence en regard de cette finalité de gestion à long terme. Dans ce cadre, une hiérarchisation des radionucléides a pu être dressée qui met en évidence le rôle essentiel des éléments les plus mobiles.

Les différents résultats peuvent être présentés comme indiqués ci-dessous. Les choix de l'axe 1 de privilégier la transmutation des actinides les plus radiotoxiques, c'est-à-dire les actinides (hormis le plutonium, hors du champ de la loi car recyclé pour son contenu énergétique) sont confirmés. Les radionucléides prioritaires restent l'américium, le curium et le neptunium. Les produits de fission à vie longue apparaissent en deuxième priorité. Les radionucléides de la tête de liste sont l'iode, le césum et le technétium. L'apparition du chlore36 comme contributeur significatif à la dose à l'exutoire du stockage doit être notée, mais l'inventaire initial doit encore être confirmé. En outre, le conditionnement spécifique apparaît comme une seconde priorité, et serait réservé aux radionucléides non transmutables avec une efficacité suffisante en terme de réduction de la radiotoxicité (facteur 10 à 30 ou plus).

L'entreposage apparaît notamment comme un moyen de gestion de la thermique, par exemple vis-à-vis d'un éventuel stockage. Des durées d'entreposage de plusieurs dizaines d'années sont maîtrisées actuellement par les industriels et ne nécessitent pas de R&D significative. L'intérêt de la séparation des radionucléides chauffants (césium, strontium, voire curium) pour permettre un conditionnement plus rapide de verres froids apparaît très faible en raison de sa complexité, des volumes de déchets et des doses associées.

Le conditionnement du combustible usé tel que développé dans l'axe 3 est par définition inopérant sur le contenu en radionucléides, et la hiérarchisation n'y a pas de sens. Le conditionnement du combustible usé après traitement et celui des déchets anciens tel que développé dans ce même axe ne font actuellement pas référence à une analyse structurée par radionucléide. Sa clé d'entrée est bien plutôt la forme physico-chimique des déchets à conditionner. En l'état, le conditionnement des colis ne pose pas de difficulté particulière au regard de l'étude du stockage. Toutefois, si un site de stockage devait être choisi, de nouvelles actions de hiérarchisation seraient envisageables afin d'optimiser la conception conjointe des colis conditionnés lors du traitement et du stockage lui-même, dans une conception de système.

5.2.5 - Impacts sanitaires et environnementaux du cycle électronucléaire

Le Forum d'échange de données relatives à l'impact sanitaire et environnemental de la filière électronucléaire rassemble l'Andra, le CEA, EDF, COGEMA et Framatome-ANP. Le Forum a été créé en 1995 dans le but premier d'établir une base de données partagées des impacts potentiels de diverses installations de la fin du cycle du combustible nucléaire. Une première base a été élaborée. Un second but du Forum est de mener des études globales d'évaluation d'impact de stratégies contrastées de fin de cycle. De premiers résultats sont disponibles concernant le cycle actuel avec traitement du combustible. D'autres études sont en cours. Enfin, le Forum s'est donné comme objectif de réfléchir sur les méthodes employées et, au-delà, de contribuer à la progression de la recherche dans ce domaine. Tout en prêtant un intérêt certain pour les recherches "de base", les travaux les plus importants ont porté sur la méthodologie et sur l'adaptation, la comparaison ou l'exportation de méthodes utilisées dans le nucléaire vers d'autres domaines, essentiellement énergétiques.

En 2002, et après le séminaire du 19 octobre 2001 qui a permis de faire un point de l'avancement des travaux, deux documents principaux ont été produits. Il s'agit d'une part du rapport "Recherche d'une méthodologie pour évaluer des cycles électronucléaires sous l'angle environnemental et sanitaire" (rapport finalisé en mai 2002 pour le Forum par la Société Ecobilan), et, d'autre part, de la synthèse élaborée sous le même titre (rapport établi pour le Forum par la société Bio Intelligence Service en novembre 2002).

Problématique

Les différents acteurs susmentionnés ont décidé de mettre en commun leurs connaissances et compétences afin de progresser dans la compréhension de la problématique de la gestion des déchets radioactifs issus de la production électronucléaire, à travers les questionnements suivants :

- Quels sont les enjeux écologiques et sanitaires qui s'imposent à la filière électronucléaire ?
- Comment définir les caractéristiques environnementales et sanitaires pertinentes d'un système de gestion des déchets radioactifs ?
- Comment comparer sur ces bases différents scénarios prospectifs alternatifs ?
- Comment prendre en compte, dès la conception d'un système de gestion des déchets radioactifs, la notion de qualité environnementale globale, et garantir cette qualité tout au long du cycle ?
- Quels sont, dès aujourd'hui, les axes de progrès ?

Ces questions sont délicates car les enjeux sont complexes. Pour nourrir ces réflexions, le Forum a choisi d'inscrire sa démarche sur une trajectoire de perfectionnement continu, en se fixant un objectif

intermédiaire : construire un premier cadre méthodologique et le tester sur des scénarios précis dans la perspective de les comparer sous l'angle environnemental et sanitaire. La volonté de prendre en compte des "déplacements" éventuels de pollution, tels qu'appréciés entre scénarios, mène naturellement à l'approche multicritère des enjeux environnementaux et sanitaires (consommation de matières et d'énergies, émissions dans l'air et dans l'eau, déchets), prenant en compte selon une première transversale : l'ensemble des milieux (eau, air, sols) et des organismes vivants y compris l'homme, et selon une seconde transversale : l'ensemble des étapes du cycle des produits ou procédés.

Le cadre méthodologique

L'analyse de décisions portant sur l'aval du cycle doit nécessairement s'intéresser à l'ensemble des étapes du cycle. Les différents scénarios prospectifs sont donc analysés pour un même service rendu au niveau du cycle électronucléaire tout entier : la production électrique de 1 TWh en sortie de centrale nucléaire. De cette production électrique sont déduites les quantités d'uranium naturel, d'uranium enrichi, de combustible usé, etc. qui interviennent aux différentes étapes de la filière. Ces quantités dépendent des caractéristiques du minerai utilisé, du taux d'enrichissement et du taux de rejet visés, du rendement du réacteur, etc. L'originalité de la démarche d'évaluation proposée par le Forum repose sur la combinaison de trois méthodes reconnues :

- le code de neutronique COSI pour simuler le scénario et calculer l'évolution des inventaires de radionucléides d'un parc électronucléaire entier,
- l'Analyse de cycle de vie (ACV) pour l'évaluation des impacts environnementaux associés au bilan matière et énergie de l'ensemble des étapes de la filière,
- les études d'impact et de sûreté pour l'évaluation des enjeux sanitaires locaux associés aux rayonnements ionisants des installations et des centres de stockage.

Cette intégration de trois méthodes implique de définir précisément des limites temporelles qui sont actuellement établies de la manière suivante :

- a) les impacts environnementaux potentiels quantifiés selon la méthodologie ACV sont limités à un horizon temporel de 100 ans ;
- b) les impacts sanitaires induits par les rayonnements ionisants des installations industrielles, associés à la production d'1 TWh d'électricité sont évalués, à ce stade, sur un an d'exploitation ;
- c) les impacts sanitaires associés au site de stockage sont évalués sur toute la période jugée significative de migration des éléments, soit jusqu'à un million d'années.

Résultats, limites et travaux à venir

Dans le souci d'aboutir à des résultats opérationnels facilement exploitables par tous les acteurs concernés par la prise de décision liée à la comparaison de scénarios de gestion des déchets radioactifs, le Forum a proposé une première version d'un format simplifié de restitution des résultats de l'évaluation environnementale et sanitaire d'un scénario de gestion des déchets radioactifs. Cela comprend des évaluations de l'inventaire aux divers horizons temporels, les résultats des analyses de cycle de vie (épuisement des ressources, pollution...), l'évaluation des impacts sanitaires directs. Dans la pratique, treize indicateurs sont utilisés.

Dans le cadre de ce travail, l'évaluation de l'impact environnemental et sanitaire du cycle électronucléaire consiste à rassembler les données environnementales et toxicologiques disponibles tout au long du cycle et à les structurer en un nombre limité de catégories d'impacts comprenant les catégories environnementales classiques (effet de serre, épuisement des ressources, etc.), avec un éclairage spécifique des catégories radiotoxiques. Les résultats sont exprimés sous une forme multicritère qui préserve la transparence nécessaire vis-à-vis de l'origine des données. La présentation en trois blocs (COSI, ACV, études d'impact) est une avancée tant pour la bonne identification de l'origine des résultats et des compétences impliquées, que dans la compréhension de la nature protéiforme de l'évaluation environnementale.

Concernant la poursuite des travaux d'évaluation de scénarios, les actions de développement méthodologique et d'échanges de données menées au sein du Forum ont permis de réaliser, à titre expérimental, une première comparaison de deux scénarios de gestion de l'aval du cycle, sous l'angle environnemental et sanitaire. A l'issue de ce premier retour d'expérience, d'autres scénarios seront élaborés et évalués en 2003.

5.3 - 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 thèmes particuliers. Leurs travaux alimentent les recherches menées dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991.

5.3.1 - FORPRO

La volonté de partenariat de l'Andra et du CNRS sur les recherches en laboratoire souterrain, dans le cadre de l'axe 2 de la loi du 30/12/1991, s'est traduite par la signature d'une convention entre ces 2 organismes et la création du GDR FORPRO (FORmations géologiques PROfondes) pour 2 ans (1998-1999). La dynamique et la synergie des recherches menées au sein de ce GDR ont conduit à son renouvellement pour 4 ans (2000-2003) ; le budget annuel du GDR, d'un montant compris entre 380 et 455 k€ a permis en 2002 :

- le déroulement de deux Ateliers Thématiques réunissant 30 à 40 spécialistes participant à l'élaboration de propositions de recherche :
 - 29-30/05/2001 : « Datation et traçages des événements récents dans l'Est du Bassin de Paris » à Bure. En associant exposés et débats sur le terrain et en salle, cet Atelier a réorienté l'activité du GDR dans le domaine géochronologique des événements récents avec la mise en chantier des méthodes de datation ^{81}Kr et ^{85}Kr sur les eaux souterraines, l'objectif final étant de disposer au sein du GDR des trois méthodes ^{81}Kr , ^{36}Cl et ^{14}C pour dater les eaux anciennes et tenter de réduire les incertitudes sur les vitesses de transfert des fluides dans les niveaux aquifères du site de Meuse/Haute-Marne. D'autre part, cet Atelier a réactivé l'intérêt du GDR vers le déséquilibre radioactif $^{234}\text{U}/^{238}\text{U}$, avec en projet une inter-comparaison en 2003 sur ces mesures et des profils de déséquilibre radioactif recouvrant les discontinuités lithostratigraphiques de type argilite/calcaire ;
 - 23/10/2002 : « Processus d'auto-cicatrisation des formations argileuses ». Cet Atelier s'est déroulé à Paris. Des chercheurs belges et suisses ont fait part de leur expérience acquise à Mol et au Mont-Terri. Une action de recherche sera proposée sur cette thématique en 2003 ; une possibilité de collaboration sur un site proche du Mont-Terri est à l'étude ;
- la tenue d'un colloque du GDR du 17 au 19/09/2001 à La Grande-Motte. Ayant lieu tous les 2 ans, ce colloque avait pour objectifs en 2001 d'établir le bilan à mi-parcours du GDR ainsi que de présenter et de discuter les programmes de recherche de l'Andra et du CNRS en laboratoire souterrain. 157 chercheurs étaient présents dont 39 de l'Andra, du CEA, de l'IRSN, du BRGM et d'EDF, 100 du CNRS, des Universités et des grandes écoles, 15 d'Agences européennes et d'entreprises (ENRESA, NAGRA, SCK, Schlumberger ...) et 3 membres du CLIS du site de Meuse / Haute-Marne ;
- la mise en place un Comité de Pilotage, chargé d'élaborer de nouvelles actions de recherche en géomécanique (en particulier sur les couplages THMC) en intégrant et en fédérant de nouvelles équipes au sein du GDR. Ces actions débuteront en 2003 ;
- de conclure la plupart des actions de recherche ayant débuté en 1999 ou en 2000 (dont une sur le site de Mont Terri en Suisse), en fournissant les rapports finaux, en publiant les résultats dans des

revues à audience internationale et comité de lecture, à un rythme actuel de 18 articles/an et en soutenant les premières thèses Andra labellisées FORPRO (3 en 2001 et 3 en 2002). La soutenance de telles thèses à raison de 3 par an en moyenne jusqu'en 2006 va également amplifier le nombre de publications des équipes du GDR ;

- de lancer de nouvelles actions de recherche ciblées sur le site de Meuse / Haute-Marne (cf. paragraphes suivants) et sur le milieu granitique pour lequel des travaux générériques sont poursuivis en France (« Caractérisation et extension des circulations de fluides au Mésozoïque dans le socle granitique varisque ») et pourraient avoir des prolongements à l'échelle internationale (des contacts ont été engagés avec la Russie concernant les sites de Krasnoyarsk et de Cheliabinsk).

En ce qui concerne le site du laboratoire souterrain de recherche de Meuse / Haute-Marne, chaque étape d'avancement des travaux de l'Andra sur ce site s'est accompagnée d'une phase d'élaboration et de mise en route d'expérimentations du GDR FORPRO.

La phase I a accompagné l'étape des forages préalable au fonçage des puits, via l'action de recherche FORPRO 2000-III portant sur la caractérisation géochimique et géophysique des échantillons d'eaux et de roches recueillis lors des forages et disponibles à la fin de l'année 2000. Cette Action fournit une première image de l'état zéro du site M/HM *in situ*.

La phase II accompagne actuellement l'étape du fonçage des puits via les actions de recherche FORPRO 2001-I et 2001-II, 2002-I et 2003-I. Les objectifs de ces actions sont respectivement :

- 2001-I : l'analyse structurale de la fracturation naturelle et induite des formations géologiques traversées lors du fonçage, en des points clés définis d'après les logs des forages préalables. Ces travaux nécessitent la descente en puits de chercheurs du GDR dûment autorisés ;
- 2001-II : l'analyse des signaux environnementaux originels et diagénétiques dans une démarche pluridisciplinaire associant paléontologues, sédimentologues et géochimistes. Les échantillons sont prélevés sur les verses où les déblais remontés des puits sont disposés, le temps de l'échantillonnage, en respectant la chronologie du fonçage ;
- 2002-I et 2003-I : la poursuite de la caractérisation géochimique et de la définition de l'origine des eaux de formation des niveaux calcaires de la pile sédimentaire jurassique du site de M/HM, à l'aide d'une part, des échantillons d'eau non pollués par des fluides techniques car prélevés dans les forages de garde du puits principal (Action 2002-I et extension) et d'autre part des échantillons prélevés en fin de puits après un temps de pompage long (1 à 1,5 mois) lors de la campagne de Forages Scientifiques Profonds de 2003 (Action 2003-I). Pour ces derniers, les données géochimiques seront fournies en 2003.

La phase III accompagnera sensu stricto l'étape de creusement du laboratoire Andra souterrain de recherche. Une réflexion sur les objectifs et la nature des recherches du GDR FORPRO dans ce laboratoire, ainsi que sur les moyens en équipement et en personnel à mettre en œuvre et leur programmation, a eu lieu en étroite concertation avec l'Andra. L'élaboration de la phase III du programme d'expérimentation FORPRO a été confiée à un Comité de Pilotage, structure nouvelle du GDR, apportant l'ouverture, la souplesse et la rapidité nécessaires au processus décisionnel. Sous l'impulsion de ce Comité, les équipes du GDR se sont peu à peu fédérées dans une proposition de programme à forte cohérence interne du fait de l'objet unique étudié (la zone d'endommagement (EDZ) en paroi de puits, de galerie et de forage) et de l'approche pluridisciplinaire retenue, associant géophysique, géochimie, géomécanique, géologie et microbiologie. Il s'en est dégagé la notion d'« Observatoire Pluridisciplinaire de l'EDZ », c'est-à-dire d'un espace de recherche où des mesures multiparamétriques seront ciblées sur la zone endommagée. Certaines de ces mesures nécessiteront l'installation permanente d'équipements de mesure, de prélèvement et de conditionnement *in situ* pour effectuer de l'acquisition de données, continue ou périodique, sur au moins deux ou trois ans. Au sein de cet Observatoire, la stratégie de recherche du GDR se fonde à la fois sur l'utilisation de méthodes

de pointe mais éprouvées et sur l'exploration de voies d'investigation innovantes dans lesquelles une marge de liberté est préservée sur les hypothèses techniques parfois trop réductrices.

En effet, en formations géologiques profondes, le fait de forer, de foncer ou d'excaver provoque une redistribution du champ des contraintes autour de l'ouvrage souterrain sur une distance de l'ordre de son diamètre. La perturbation engendrée altère les propriétés mécaniques et hydrauliques de la barrière géologique et ses caractéristiques géochimiques. Autrement dit, une blessure sera provoquée par l'implantation des galeries, des puits et des forages dans la formation géologique profonde hautement imperméable encaissant le laboratoire souterrain de recherche.

En cas de non cicatrisation, l'existence de cette zone endommagée ceinturant l'ouvrage souterrain et ses voies d'accès peut constituer, selon sa nature et son importance, un problème important sur le long terme, du point de vue de la sûreté via la constitution d'une voie préférentielle de cheminement des fluides naturels et/ou induits par la réalisation de la barrière ouvragée, cette voie pouvant favoriser le retour des radionucléides vers la surface et la biosphère. Toutefois, les formations géologiques argileuses peuvent également présenter des propriétés d'autocicatrisation dues :

- à la dégradation de minéraux argileux matriciels et l'apparition de nouveaux minéraux gonflants (smectite, chlorite-smectite) ;
- à la re-hydratation des minéraux argileux ;
- au colmatage des discontinuités par des minéraux non argileux (carbonates, sulfates).

Le GDR FORPRO a donc mis la reconnaissance et la caractérisation pluridisciplinaire de l'EDZ (initialisation, évolution, extension, cicatrisation) au cœur de son programme d'expérimentation selon quatre axes de recherches (regroupant 9 futures actions) à mener d'une manière complémentaire et concertée par les équipes CNRS entre elles et avec les services concernés de l'Andra.

Axe I : Analyse pétrophysique

- Initialisation pétrologique et structurale de l'EDZ et suivi temporel. Comportement différent des argilites et endommagement.

Axe II : Comportement à long terme

- Comportement différent des argilites et endommagement.
- Caractérisation de l'EDZ par forage en paroi du puits principal, deux à trois ans après le fonçage et comparaison avec les données obtenues à court terme, à partir de la niche.
- Evolution de la perméabilité des argilites de l'EDZ au cours du temps, dans la suite du benchmark réalisé de 2001 à 2003 sur la mesure de la perméabilité dans des échantillons synthétiques ou naturels très imperméables.

Axe III : Imagerie géophysique en champ proche

- Caractérisation par la géophysique en champ proche de l'évolution dans le temps de l'EDZ en paroi de galeries (méthodes sismiques, sismoélectriques et électriques).
- Observation in situ de la déformation des argilites par imagerie en forage.

Axe IV : Perturbations géochimiques et couplages géomécaniques/géochimiques

- Influence mécanique et chimique de l'humidité relative sur les parois des galeries.
- Prélèvement direct de l'eau porale in situ et en laboratoire dans des portions isolées de sondage sollicitées par ondes de choc.

- Etat zéro des argilites et marquage de l'évolution géochimique dans l'EDZ par la composition de la matière organique fossile, des gaz rares, de l'eau porale, de la minéralogie multiéchelle et par l'analyse microbiologique.

Le soutien des deux partenaires du GDR, l'Andra et le CNRS, au programme d'expérimentation FORPRO en laboratoire souterrain de recherche s'est exprimé particulièrement en 2002 :

- par l'autorisation exceptionnelle accordée aux équipes du GDR d'acquérir des équipements à planter sur le site M/HM en profondeur ou en surface, ainsi que dans leurs laboratoires d'appartenance dans le cadre des actions de recherche précitées à venir. Un bilan des besoins en équipement a été établi et l'acquisition des équipements à installer sur le site de Meuse/Haute-Marne, en profondeur (géophysique en champs proche) ou en surface (boîte à gants pour le conditionnement des échantillons carottés) a été achevée en 2002. En addition, l'acquisition d'équipements à installer hors site, indispensables à l'analyse spécifique des échantillons du laboratoire souterrain de recherche a débuté en 2002, avec la participation au co-financement d'un microscope environnemental (ESEM) à Strasbourg et d'un spectromètre de masse RIS-TOF à Bordeaux (mise au point de la méthode de datation ^{87}Kr sur les eaux anciennes) ;
- par la mise à disposition pour trois ans par le CNRS d'un coordinateur FORPRO, chargé de traiter directement à Bure avec l'Andra des aspects techniques, scientifiques et administratifs liés aux interventions des chercheurs du GDR en puits et en laboratoire souterrain. Depuis janvier 2002, le coordinateur FORPRO participe aux réunions techniques internes de l'Andra sur le site de Meuse / Haute-Marne.

Le bilan des demandes techniques spécifiques (caractéristique, localisation, position et nombre de forages, de fenêtres, etc..) des équipes de l'Observatoire a été établi en 2001 en concertation avec l'Andra. Les objectifs de l'Observatoire ont reçu l'avis favorable du Conseil Scientifique du GDR ; le programme d'expérimentation FORPRO en laboratoire souterrain sera définitivement validé début 2003 après inscription des actions de recherche proposées dans le calendrier opérationnel de l'Andra.

Le renouvellement du GDR FORPRO pour quatre ans (2004-2007) sera soumis à la session d'automne 2003 de la section 11 du Comité National du CNRS. Un Colloque "Bilan et Prospectives" du GDR FORPRO aura lieu les 22, 23 et 24 septembre 2003 au Palais des Congrès de la Grande-Motte.

5.3.2 – GEDEON/ GEDEPEON

Le GDR GEDEON se consacre à la recherche de solutions innovantes dans le domaine de la transmutation des déchets nucléaires (axe 1 de la loi). Il regroupe les équipes du CEA et du CNRS. Après une première période de 4 ans, le GDR a été renouvelé en 2001. Son activité est soutenue par le CEA et aussi par EDF. Framatome ANP s'est retiré en 2002 du GDR, mais participera au successeur de GEDEON en 2003. Le budget annuel du GDR est de l'ordre de 0,45 M€.

Les thèmes de travail de GEDEON sont particulièrement centrés sur :

- la caractérisation des options et systèmes innovants du futur, avec notamment la transmutation dans ces systèmes,
- les potentialités et la validation expérimentale des réacteurs hybrides comme incinérateurs dédiés.

Scénarios

Au CNRS, les travaux ont porté, d'une part sur le rôle que pourraient jouer les ADS dans l'incinération et la transition vers des réacteurs rapides, d'autre part sur l'importance que pourrait avoir le cycle du Thorium dans la réduction du volume et de la radiotoxicité des déchets. Des études ont comparé les réacteurs rapides au Thorium aux réacteurs à sels fondus. Au CEA, les travaux ont porté principalement sur le rôle des hybrides dans l'incinération et des travaux ont été initiés sur

l'analyse du fonctionnement des ADS afin de déterminer les niveaux de sous-criticité d'intérêt pour les réacteurs brûleurs d'actinides mineurs.

Potentialités et validation expérimentale des réacteurs hybrides

Un considérable travail expérimental a été fourni par les équipes de l'IN2P3 et du Département des Sciences Chimiques du CNRS, du CEA/DSM ou CEA/DEN ; il porte sur tous les composants d'un système hybride et est décrit au chapitre 4. Toutes les expériences sont actuellement soutenues par le 5^{eme} PCRD (programme Euratom) et donnent lieu à des collaborations internationales. Elles peuvent se regrouper sous les rubriques suivantes :

- Conception et réalisation des éléments d'un accélérateur de protons de haute intensité dépassant le MW. Le cahier des charges de la source SILHI a été rempli (des tests sur sa fiabilité et ses qualités ont été réalisés) et les travaux visent le domaine d'énergie compris entre 100 keV et la dizaine de MeV. La construction (collaboration CEA/DSM-CNRS/IN2P3) de l'injecteur "IPHI", qui doit être opérationnel en 2005, se poursuit et le site de Saclay a été aménagé. Le premier tronçon RFQ, prototype des sections suivantes, a été réalisé avec une précision mécanique confirmée par les mesures HF. Cependant, l'industriel SICN a abandonné ce contrat : le projet a été réorienté vers une collaboration avec le CERN, qui souhaite disposer de ce RFQ quand la partie R&D de l'ADS sera terminée, c'est-à-dire en 2007. La modification du cahier des charges ne constraint pas l'application ADS. Les travaux pour la maquette DTL ont avancé. Le programme de R&D sur des cavités supraconductrices s'est poursuivi, l'installation CEA-CNRS Cryolab, (cofinancement région Ile de France) permet de tester des cavités elliptiques multi-cellules. Le premier prototype d'une cavité supraconductrice "spoke", $\beta = 0.35$, que le CNRS développe avec la société CERCA (groupe AREVA) pour le domaine d'énergie intermédiaire, a été construit. Les contrôles mécaniques et électromagnétiques, déjà effectués à température ambiante, le seront à 4K à la fin de l'année. Un cryostat vertical de test et son insert, construits en 2002, sont en cours d'installation. La construction d'un second prototype ($\beta = 0.15$) sera lancée rapidement. Des études du coupleur et des alimentations de puissance RF sont en cours. A plus long terme, on vise la construction d'un cryo-module complet et son test sous faisceau.
- Acquisition de données nucléaires pertinentes pour les réactions induites par protons ou neutrons d'énergie supérieure à 20 MeV. Les expériences sur les accélérateurs de Louvain-la-Neuve (Belgique), Groningen (Pays-Bas) et Uppsala (Suède) se terminent et arrivent donc au stade de l'analyse et de la publication. Sur le cycle du Thorium, l'analyse de l'expérience $^{232}\text{Th}(\text{He},\text{p})^{234}\text{Pa}$ (fission) est terminée et la méthode validée. Le fonctionnement d'un scintillateur liquide C_6D_6 (photons d'énergie allant de 100 keV à 6 MeV) est maintenant totalement maîtrisé. Ce système sera appliqué à l'étude de la réaction de capture $^{233}\text{Pa}(\text{n}, \gamma)$. Enfin, l'étude de la réaction $^{233}\text{U}(\text{n}, \text{fission})$ a été entreprise entre 50 keV et 6 MeV.
- Données sur les résidus de spallation, acquises au GSI-Darmstadt. Le programme d'expériences a fourni les distributions isotopiques des résidus produits dans l'interaction d'un proton de haute énergie sur l'or, le plomb, l'uranium et le fer. Dernièrement, les mesures ont porté sur le rôle de l'énergie dans la production des résidus, pour simuler une cible épaisse de spallation. A moyen terme, des expériences plus complètes testeront divers modèles pour arriver à des prédictions mieux comprises et plus fiables.
- Premières expériences sur le dispositif n-TOF au CERN. Le faisceau de neutrons produit par spallation de protons de 20 GeV/c dans une cible de plomb est opérationnel depuis le printemps 2002. Le bruit de fond neutron dû à la capture de muons a pu être considérablement réduit par un blindage en fer, de 1 m d'épaisseur, rendant possibles les mesures de capture, de fission et de réactions (n,xn) sur un domaine d'énergie compris entre 1 eV et 400 MeV. Les mesures de sections efficaces de fission ont débuté sur le Thorium-232 et l'Uranium-234. La campagne de mesures 2003 se poursuivra sur les autres noyaux du cycle du thorium, U-236, U-233, ainsi que sur les actinides mineurs à vie longue (Am, Cm, Np), principaux déchets du parc électronucléaire actuel.

- Dans le cadre du programme Matériaux du GDR, les études de résistance à la corrosion et à la fragilisation par le Plomb et/ou l'eutectique Plomb-Bismuth, menées dans des conditions de plus en plus sévères (haute température, milieux extrêmes, fatigue) devraient prouver que le choix des aciers martensitiques à 9%Cr est raisonnable pour les matériaux de structure de la cible MEGAPIE et d'un futur réacteur hybride expérimental. La fiabilité des sondes-pompes à oxygène a été démontrée sur plusieurs milliers d'heures et la technologie russe de contrôle de l'activité d'oxygène est maintenant maîtrisée. Lors du colloque « Structural materials for hybrid Systems : a challenge in metallurgy » (J. Phys. IV, Vol. 12, Pr8, Sept 2002) sur les dommages d'irradiation, fragilisation et corrosion dans les aciers à 9%C, la gamme de températures acceptables pour la fenêtre de la cible MEGAPIE a été affinée. Les programmes TECLA, SPIRE et MEGAPIE-TEST se poursuivent, en attendant de se fondre au sein d'un programme plus ambitieux (TETRA cluster) prévu pour le 6^{ème} PCRD.
- Participation à l'expérience MEGAPIE (source de spallation soumise à un faisceau atteignant une puissance d'un Mégawatt). Les équipes du CNRS ont essentiellement réalisé le dispositif expérimental LISOR, premier test de comportement des aciers au contact du Plomb et soumis à une irradiation intense.
- Etude de milieux sous-critiques soumis à un bombardement neutronique. L'expérience MUSE, installée sur la maquette MASURCA, permet, grâce à un petit accélérateur (GENEPI), l'injection de neutrons sous forme d'impulsions de très courte durée. Le couplage de l'accélérateur et du réacteur, est maintenant réalisé. Une première campagne de mesures a permis de valider la méthode de mesure de la réactivité du massif sous-critique.

Systèmes du futur : le cycle du Thorium

Les prévisions d'un accroissement considérable, d'ici 2050, de la demande énergétique au niveau mondial, amènent à étudier divers scénarios globaux qui vont de l'arrêt total du nucléaire jusqu'à un déploiement massif, pouvant atteindre 10 fois la puissance actuelle installée. La gestion de l'aval du cycle dépend fortement du type de scénario envisagé. Elle est aujourd'hui dominée par le plutonium. Dans le cas d'un arrêt du nucléaire, on peut envisager de dénaturer ce plutonium pour limiter son caractère proliférant. Au contraire, dans le cas d'un déploiement massif, ce plutonium devient une matière fissile particulièrement précieuse. Différents types de scénarios : arrêt, stagnation et déploiement massif, ont été rapidement passés en revue.

L'élimination du plutonium militaire dans des réacteurs dédiés du type GTMHR a été étudiée. Ceux-ci permettent d'incinérer le plutonium sur matrice inerte, donc sans en produire de nouveau et de réduire d'un facteur 4 environ la masse totale de plutonium en 3 ans d'irradiation. Dans ce cas, il n'est pas envisagé de gestion particulière des actinides mineurs (Am, Cm), qui restent minoritaires en masse, et dont l'incinération prendrait des dizaines d'années. Cette voie n'a finalement pas été retenue pour une mise en œuvre industrielle.

Les centrales actuelles utilisent moins de 1% du minerai d'uranium. Un scénario de déploiement significatif du nucléaire aura donc recours à la surgénération, pour optimiser l'utilisation des ressources et éviter leur épuisement. Des propositions précises doivent alors être avancées, concernant la gestion des déchets produits et les risques d'accidents majeurs.

Deux cycles de combustible sont possibles, le cycle classique $^{238}\text{U}/^{239}\text{Pu}$ et celui du thorium ($^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$). Seul le second permet d'atteindre la surgénération en spectre thermique, avec cet intérêt de réduire l'inventaire en matière fissile. Il offre aussi l'avantage de limiter considérablement la production de transuraniens, en particulier américium et curium. Son utilisation en spectre thermique nécessite toutefois de retraiter rapidement le combustible, afin d'en extraire les poisons neutroniques qui dégradent les performances de surgénération. Dans les réacteurs à sels fondus, le combustible liquide (sels fondus), qui sert aussi de caloporteur, peut être retraité en continu.

La transition du parc actuel (REP) vers un parc de réacteurs à sels fondus fonctionnant au thorium nécessite la conversion préalable du plutonium issu des REP actuels en ^{233}U fissile. Cette conversion semble difficile dans les réacteurs à sels fondus. Les plus efficaces des réacteurs étudiés pourraient être rapides, de type Th/Pu. Ils consommeraient le plutonium, les captures neutroniques sur le thorium produisant l' ^{233}U requis pour démarrer le cycle des réacteurs à sels fondus. Ce type de scénario réduit à la fois le temps de déploiement d'une filière au thorium et la radiotoxicité.

Le thorium offre donc une alternative très intéressante à la filière « standard », basée sur l'uranium. Il peut fournir une énergie nucléaire durable, souple en termes de déploiement ou d'arrêt (faibles inventaires en matière fissile), et produit beaucoup moins (un facteur 100 environ) d'actinides radiotoxiques.

Les avantages sur le long terme de ces réacteurs justifient de relever le défi technologique qu'ils constituent et de s'engager dans des expériences concrètes pour étudier en détail la partie neutronique et les performances de l'unité de retraitement en ligne. Un sujet aussi vaste requiert des compétences très diverses. Au sein du CNRS, une collaboration entre physiciens et chimistes se structure autour de ce thème important pour la production d'énergie des décennies à venir. Cette ligne de recherches devrait également être inscrite dans le programme Euratom du 6^{ème} Programme Cadre de Recherche et Développement de l'Union Européenne.

L'intérêt de cette filière a conduit à la mise en place d'une plate-forme expérimentale qui permet, d'une part la mesure de sections efficaces sur les éléments de cette filière, d'autre part l'étude des conditions d'un traitement en ligne. Ces travaux bénéficient de l'expérience d'EDF dans ce domaine et de son soutien. La Plate-forme d'Etudes et de REcherche pour le Nucléaire (PEREN) couple un générateur de neutrons pulsé à divers massifs ralentisseurs de neutrons. Fin 2002, la source d'ions, l'optique d'accélération et de guidage et l'électro-aimant de sélection des ions sont opérationnels. Deux massifs ralentisseurs, graphite et PTFE, ont été réalisés et leur implantation auprès d'un massif de plomb est en cours de définition. Le premier faisceau de caractérisation, délivré au sein du massif de plomb, est prévu pour juin 2003. En parallèle à ces développements, un laboratoire de manipulation des fluorures susceptibles d'être utilisés dans un réacteur à sels fondus, est en cours de définition.

Au plan des collaborations internationales, les équipes de GEDEON contribuent activement au programme « PDS-XADS » du 5^{ème} PCRD, dans les différents groupes de travail. Les mêmes équipes ont largement participé aux expressions d'intérêt concernant les travaux du 6^{ème} PCRD (et aux très nombreuses réunions de préparation).

Trois ateliers ont réuni les équipes de GEDEON en 2002 et permis d'apprécier l'avancée des travaux :

- un atelier commun à GEDEON et PRACTIS : « Les réacteurs à sels fondus. Pyrochimie et cycles des combustibles nucléaires du futur » s'est tenu à Cadarache les 19 et 20 juin 2002 ;
- un atelier d'harmonisation des programmes à présenter au 6^{ème} PCRD, tenu à Paris les 19 et 20 septembre 2002 ;
- un atelier de bilan annuel du GDR GEDEON, tenu à Grenoble les 3 et 4 décembre 2002.

La première période de GEDEON était essentiellement consacrée à la R&D de base associée aux ADS. Une nouvelle convention, en cours de signature, pour la création d'un nouveau GDR dénommé GEDEPEON, élargira le champ des recherches aux systèmes innovants pour la production d'énergie, susceptibles de minimiser la production des déchets à vie longue (cycle du Thorium, réacteurs à sels fondus notamment) ou ayant une capacité à brûler d'autres déchets (RNR, réacteurs à haute température... dans le cadre du forum Generation IV).

5.3.3 – NOMADE

Le GDR Nomade (NOuveaux MAtériaux pour DEchets), créé en 1999, est soutenu par le CNRS (DSC et IN2P3), le CEA (DEN), EDF et COGEMA avec un budget annuel de 380 k€. Ses travaux sont

articulés autour de trois axes, les matrices, les cibles pour la transmutation et un axe fédérateur outils et méthodes ; ils sont soutenus par la tenue de nombreux ateliers. Le bureau du GDR assure la coordination des recherches.

Matrices

L'activité « Matrices » est structurée en deux thématiques, les Matrices Confirmées et les Matrices Innovantes.

Les travaux des équipes académiques dans la thématique Matrices Confirmées, qui s'effectuent en étroite symbiose avec les équipes CEA, sont particulièrement soutenus par le GDR. La première phase du GDR avait permis d'établir que, pour le stockage des actinides, la faisabilité scientifique était acquise pour la zirconolite, la britholite, le phosphate-diphosphate de thorium (PDT) et la monazite (pour cette dernière, quelques compléments nécessaires (en particulier comportement à la lixiviation de monazites synthétiques) ont été acquis. Pour un programme de qualification technique, à l'aide des moyens chauds du CEA, un groupe projet (Matrices confirmées pour actinides mineurs) a été constitué.

Les stratégies envisagées comportent a) la fabrication de matrices dopées d'abord en ^{238}Pu , puis en ^{244}Cm en quantités pondérales, b) l'étude d'analogues naturels qui ont accumulé des doses importantes (ou d'échantillons ayant subi des irradiations aux ions lourds), enfin l'étude de l'influence de la radiolyse.

Compte tenu de la charge de travail dans les laboratoires chauds de Marcoule, où l'incorporation d'actinides est prévue, le CEA n'a finalement retenu que la zirconolite, tandis que le CNRS, a choisi une solution solide de type monazite dont il a déjà prouvé la faisabilité scientifique. Les deux organismes coopèreront pour l'étude « en milieu chaud » de ces deux matrices. Sur les deux autres, les travaux continueront en inactif (irradiations externes) avec, selon le cas, appel aux moyens d'ITU pour les dopages en ^{238}Pu . Les travaux seront essentiellement articulés autour de (a) l'optimisation de l'élaboration par voie sèche et du frittage, (b) l'étude des dégâts d'irradiation (interne pour les matrices contenant un actinide et externe pour les deux autres) et leurs signatures au niveau de la lixiviation.

Pour les PFVL (en particulier I et Cs), le travail consiste à renforcer les études d'élaboration / caractérisation et mener des études sur la tenue à l'irradiation. L'apatite vanado-plombeuse est maintenant considérée comme confirmée pour le stockage de l'iode, et les études ont pour objectif d'augmenter la quantité d'iode conditionnée. Pour le césum, des compléments sur les défauts électroniques de la structure hollandite sont encore nécessaires. Dans les rhabdophanes (phosphates de terres rares) la caractérisation par DRX, MEB et RMN n'a pas mis en évidence de phase secondaire. Les travaux sur la perlite et les phases de type NZP ($\text{CsA}_2(\text{PO}_4)_3$ avec A = Th, Zr) ont également démontré d'intéressantes propriétés de confinement et des vitesses de dissolution relativement faibles. Pour l'iode, le GDR souhaite effectuer une première évaluation (comportement, altérabilité) des argyrodites substituées. Toutes ces matrices ont en commun d'être élaborées par voie céramique, d'où un effort particulier dans le domaine du frittage.

Le thème « Matrices innovantes » est conduit par des équipes de la communauté académique, en privilégiant au maximum une démarche faisant appel aux analogues naturels. Le GDR considère que cette activité est indispensable afin de ne pas passer à côté d'une matrice prometteuse. Elle sera poursuivie : matériaux apatitiques, solutions solides monazite-huttonite, pyrochlores pouvant simultanément intégrer des actinides tri et tétravalents. Le piégeage des labiles par voie de matériaux cimentaires est abordé.

Cibles pour la transmutation

La faisabilité scientifique de la transmutation est acquise avec la transmutation de 100% d'Am après deux ans dans le réacteur HFR de Petten. Les matrices inertes de référence retenues sont MgO , ZrO_2

stabilisée à l'oxyde d'yttrium, et les pyrochlores $\text{Ln}_2\text{Zr}_2\text{O}_7$, sur lesquelles il reste à étudier les mécanismes de gonflement et les dommages d'irradiation. L'influence des impuretés sur l'amorphisation a été reconnue (détermination d'un seuil d'irradiation), ainsi que celle de la taille des grains. L'irradiation de matériaux amorphes n'est suivie de pratiquement aucun gonflement. La migration des PF dans les matrices inertes devient importante à des températures supérieures à 400°C. Les études par simulation numérique devront être amplifiées. Ces recherches ne pourront réellement se développer que lorsque le type de réacteur et surtout le domaine de température seront clairement précisés. Elles sont maintenant réalisées en synergie avec le Contrat de Programme de Recherches ISMIR (CEA-CNRS).

Outils et méthodes

Cet axe a pour but de développer, tant les outils expérimentaux d'élaboration, de caractérisation sur les matrices, diagnostics spectroscopiques comme comportement à la lixiviation et grandeurs thermodynamiques par exemple, que les méthodes de simulation par modélisation atomistique (dynamique moléculaire). A ceci s'ajoutent les moyens de caractérisation en milieu chaud (rayonnement synchrotron, RMN...). Les points marquants obtenus sont les suivants :

- le comportement à la lixiviation est déterminant pour la qualification des matrices. Le GDR a, depuis sa création, conduit un effort important dans ce domaine. Maintenant, toutes les équipes utilisent des procédures identiques et les résultats sont ainsi immédiatement comparables. Dans ce domaine, des efforts importants portent sur les gels d'interface (caractérisation, développement d'outils de simulation) afin de mieux appréhender le comportement à long terme ;
- le GDR s'est engagé à développer deux outils de caractérisations structurales de matériaux radioactifs. Il s'implique fortement au niveau de la réalisation d'une ligne chaude implantée sur l'anneau synchrotron SOLEIL, devant être opérationnelle début 2007 et a mis en place un groupe de travail concernant l'utilisation de la Résonance Magnétique Nucléaire et de la Résonance Paramagnétique Electronique ;
- des ateliers dédiés ont permis de situer auprès de la communauté Nomade (a) les moyens techniques d'irradiation et les compétences intellectuelles disponibles au niveau national, (b) les outils de la simulation atomistique, leur mise en œuvre et la validité des résultats obtenus ;
- la sensibilisation des équipes capables de fournir des données thermodynamiques fiables et pertinentes.

Les actions prioritaires suivantes du GDR seront intensifiées :

- travaux sur (a) le frittage, (b) le couple lixiviation/gels d'interface/radiolyse, (c) les dégâts d'irradiation, (d) le comportement à long terme,
- meilleure insertion européenne des équipes du GdR et notamment dans le cadre des nouveaux outils du 6^{ème} PCRD (Réseau d'Excellence CAPITAN).

5.3.4 – PRACTIS/ PARIS

Les études de base de chimie et la recherche de voies de séparation poussée, aussi bien qu'une partie de celles concernant l'axe 3 de la loi, sont menées dans le cadre du Groupement de Recherche PRACTIS (Physico-Chimie des radioéléments et des actinides aux interfaces et en solution). Ce GDR a reçu le soutien du CNRS (DSC et IN2P3), du CEA (DEN), d'EDF et de l'Andra. Le budget de ce GDR atteint environ 0,3 M€ par an. Cette année termine la seconde période du GDR, renouvelé en 1998.

Les principaux thèmes de recherche, sur la période 1999-2002, se sont situés pour l'essentiel dans le prolongement des actions initialement entreprises. Il s'agit :

- de la physico-chimie des actinides et autres radioéléments en solution (spéciation, structures, données et modèles thermodynamiques), y compris en milieu sels fondus ;
- de l'étude d'aspects fondamentaux de l'extraction par solvant (relation structure/activité, thermodynamique et cinétique) ;
- de la chimie des transferts solide-liquide (dissolution, lixiviation, sorption).

Cinq opérations particulières ont donné lieu à des travaux soutenus par PRACTIS. Elles concernent :

- la physico-chimie en solution homogène des actinides et PFVL : les bases de données thermodynamiques (hydrolyse, complexation, redox, degrés d'oxydation supérieurs des actinides) ont été complétées. Des techniques comme la diffraction de neutrons, l'absorption X, la fluorescence, la RMN ont été utilisées. La spéciation en milieu sels fondus a été étudiée ;
- la cinétique de transfert des actinides et lanthanides entre phases liquides. On a étudié les mécanismes de passage à l'interface par dynamique moléculaire ;
- la physico-chimie de l'interface solide-solution. On a procédé à une étude des mécanismes d'interaction solide-liquide en relation avec la migration des radionucléides. La corrélation entre les études structurales de l'interface, les calculs de chimie quantique sur les complexe de surfaces et les modélisations thermodynamiques des équilibres mis en jeu ont été étudiées. Une application particulièrement intéressante aux solides naturels comme les argiles (notion d'assemblage minéralogique) a été développée ;
- la modélisation et la dynamique moléculaire. Il s'agit de modélisation des interactions entre éléments f et molécules extractantes (azotées ...) : le caractère prédictif a été particulièrement étudié, et la dynamique moléculaire appliquée à l'interface liquide/liquide. La mécanique statistique et la dynamique moléculaire ont été utilisées pour le passage des propriétés de molécules individuelles aux populations de molécules, et la spéciation en milieu sels fondus ; on peut mentionner les avancées obtenues dans l'établissement de liens entre chimie quantique et dynamique moléculaire, dans les modélisations de solutés dans les liquides, aqueux ou sels fondus au moyen de la physique statistique. Un système de banque informatisée des données de complexation et d'extraction a récemment été créé, dont la généralisation est envisagée ;
- les mécanismes de lixiviation et de dissolution du dioxyde d'uranium. Il s'agit principalement des transformations structurales de UO₂, par auto-irradiation, oxydation sèche, endommagement par irradiation, cinétique; et également effet de la radiolyse sur la lixiviation de UO₂. Des études de dissolution de UO₂ et d'oxydes de lanthanides dans des chlorures ou fluorures fondus sont entamées.

Les résultats obtenus cette année concernent particulièrement :

- la spectroscopie d'absorption des rayons X (SAX) auprès des sources de rayonnement synchrotron du LURE (Orsay), de SSRL (Stanford, USA) et de l'ESRF (Grenoble),
- la spectroscopie laser résolue dans le temps, principalement pour l'étude des complexes des ions U(VI) et Eu(III) qui a fait l'objet d'un exercice international d'intercomparaison,
- la spectrométrie de masse à ionisation par electrospray (ESI-MS) pour l'étude de spéciation de complexes de lanthanides avec divers ligande, dont les BTP employées dans le procédé SANEX.

La prochaine « nucléarisation » de certaines techniques mentionnées ci-dessus devrait permettre de grandes avancées en physico-chimie des transuraniens en solution, en particulier pour les solutions en milieux sels fondus à haute température. L'étude de solutions d'uranium et de lanthanides dans des milieux ioniques fondus à température ambiante (RTIL) a commencé.

Pour ce qui concerne les axes 2 et 3, des études thermodynamiques ont porté sur la détermination des enthalpies de fixation et d'échange d'ions dans les argiles. Les études en température ont porté sur la sorption et la spéciation ; il apparaît nécessaire de reprendre complètement ces études avec la

température. L'outil théorique pour la modélisation de la spéciation et de la fixation des actinides et des PFVL sur les milieux poreux chargés et les interfaces est maintenant au point.

Les ateliers PRACTIS de l'année 2002 ont été les suivants :

- Journées PRACTIS 2001 (7 et 8 Février 2002, Villeneuve-lès-Avignon, Organisateur : C. MADIC
- Atelier PRACTIS : Exercice d'intercomparaison « U(VI)-SLRT » (25 janvier 2002), Strasbourg, Organisateur : I. BILLARD
- Atelier PRACTIS : Interfaces et température (16 mai 2002), Nancy, Organisateurs : J.J. EHRHARDT, F. GABORIAUD
- Atelier PRACTIS : Thermodynamique (29 mai 2002), Villeneuve-lès-Avignon, Organisateur : Ph. MOISY
- Atelier GEDEON-PRACTIS : « Réacteurs à Sels Fondus-Pyrochimie » (19-20 juin 2002), Cadarache, Organisateurs : J. LACQUEMENT, M. DELPECH, J.M. LOISEAUX
- Atelier PRACTIS : Cinétique d'extraction et extraction par fluides supercritiques (4 octobre 2002), Strasbourg, Organisateur : M. BURGARD
- Atelier PRACTIS : Spéciation et spectroscopies (5-6 décembre 2002), Orsay, Organisateur : S. HUBERT.

Le retour d'expérience du travail effectué dans le GDR a conduit à définir de nouvelles priorités de recherches. En particulier, un effort de développement important de la physico-chimie de base des processus aux interfaces, à la base de la migration/rétention des radionucléides, en relation avec le GDR FORPRO et MOMAS, a été jugé nécessaire. Les besoins en physico-chimie de base sont considérables, particulièrement pour les réacteurs à sels fondus pour lesquels le retraitement en ligne fait partie du concept, mais aussi dans le cas du retraitement des combustibles carbure et nitrure des nouveaux réacteurs à gaz à haute température.

La création du GDR PARIS "Physico-chimie des Actinides et autres Radioéléments aux Interfaces et en Solutions" est destinée à répondre à ces nouvelles problématiques. Sur les axes 2 et 3, le programme de travail de PARIS devrait se concentrer sur :

- les mécanismes réactionnels aux interfaces minérales ;
- la prise en compte des réactions aux interfaces dans un système composite comprenant la variété des espèces minérales du milieu naturel et la variété des espèces en solution dans les eaux profondes. Les interactions doivent nécessairement prendre en compte l'ensemble des mécanismes réactionnels y compris les phénomènes de dissolution et de précipitation, notamment ceux liés aux minéraux accessoires, mais dont le rôle déterminant est souvent avéré. La spéciation en solution complexe est ici un facteur également déterminant.

5.3.5 – MoMaS

Pour répondre aux besoins en simulation numérique et modélisation et regrouper les compétences, le CNRS a encouragé la création du GDR MoMaS (Modélisations Mathématiques et Simulations numériques liées aux phénomènes d'entreposage et de stockage souterrain de déchets radioactifs). La simulation numérique fournit en effet un outil essentiel aux analyses de faisabilité et de risque, outil d'autant plus indispensable que l'éventualité d'un stockage réversible nécessite une caractérisation fine de certaines étapes de la vie du stockage. Parmi les domaines d'application des modèles de diffusion-transport, ceux qui découlent de concepts phénoménologiques liés aux écoulements souterrains avec transport de solutés sont particulièrement riches en problèmes mathématiques et numériques. Les instruments de simulation numériques, pour être efficaces et robustes, doivent alors clairement indiquer leurs limites de validité et leur degré d'approximation.

Afin d'engager l'effort de recherche fondamentale nécessaire, tant au niveau des concepts que des méthodes, un partenariat s'est établi avec l'Andra, le BRGM, le CEA et EDF pour créer en janvier

2002, pour deux ans, le GDR MoMaS, après avis de la Commission 01 du Comité National de la Recherche Scientifique et du Département SPM. L'impulsion que peut donner le GDR aux travaux sur la gestion des déchets nucléaires a amené le programme PACE à soutenir la création du GDR et à lui apporter son support. Le budget de ce GDR atteint 150 k€.

Le GDR s'est organisé en 4 thèmes :

- Couplages Multidomaines,
- Couplages Multiphénomènes,
- Modélisation Mathématique, Asymptotique et Changements d'échelle,
- Estimation / Prédiction, Problèmes Inverses, Analyse de sensibilité et de risque, Prédictibilité.

Dès le 15 janvier 2002, un site internet (<https://mcs.univ-lyon1.fr/MOMAS>) a été créé pour informer des activités scientifique et administratives du GDR ; il sert aussi de moyen de communication entre les divers groupes, ou conseils.

Deux journées scientifiques, les 16-17 janvier 2002, à Lyon, ont permis de définir des directions dans lesquelles les projets de recherche pourraient être soutenus. Le GDR a été présenté à la CNE, au cours de son audition du 7 février 2002. À la suite du Conseil Scientifique du 24 juin 2002 et du Conseil de Groupement du 18 juillet 2002, parmi les projets présentés dans les différents thèmes, ont été retenus les thèmes suivants.

Couplages Multidomaines

- Milieux poreux fracturés: déformations, couplage hydromécanique et fracturation.
- Validation de calculs par l'analyse a posteriori.
- Schémas boîte et méthodes de Galerkin discontinues pour les milieux poreux.
- Milieux poreux fracturés: déformations, couplage hydromécanique et fracturation.
- Validation de calculs par l'analyse a posteriori.
- Etudes probabilistes autour des opérateurs sous forme divergence.
- Simulation et modélisation du transport des déchets nucléaires.

Couplages Multiphénomènes

- Développement de méthodes numériques pour le transport réactif.
- Modélisation de l'impact sur une population d'une contamination par des déchets radioactifs.

Modélisation Mathématique, Asymptotique et Changements d'échelle

- Modélisation micromécanique des argiles.
- Homogénéisation numérique.
- Modélisation de la diffusion non classique dans les sédiments argileux hétérogènes.
- Contribution aux changements d'échelle dans la modélisation de processus de dissolution en milieu poreux à partir de modèles microscopiques.
- Modélisation et simulation de l'impact des sources dans un stockage souterrain. Méthodologies de calculs performants pour la simulation numérique.

Estimation / Prédiction, Problèmes Inverses, Analyse de sensibilité et de risque, Prédictibilité

- Etudes des incertitudes liées aux stockages des déchets nucléaires.
- Problème inverse pour la détermination des paramètres hydrauliques et de transport.

Pour la première année, les projets retenus ont des tailles et des ambitions différentes ; certains sont essentiellement exploratoires ; d'autres, plus avancés, sont déjà structurés. Pour aider à une

structuration plus avancée la seconde année, des tables rondes ont été encouragées par le Conseil Scientifique. Elles ont pour but de faire un état de l'art dans le domaine, si possible en mettant en présence les producteurs et concepteurs de logiciels industriels, les ingénieurs travaillant au sein des partenaires et les chercheurs du GDR. Elles sont consacrées pour l'année universitaire 2002-2003 aux sujets suivants :

- Problèmes inverses et analyse de sensibilité, 14-15 Novembre, Nice.
- Meeting on the particle methods and the probabilistic models applied to the simulation of the nuclear waste transport problems, 2 Novembre, Institut Henri Poincaré, Paris.
- Couplages pour la simulation des écoulements en milieux poreux, les 19-20 Décembre, INRIA Rocquencourt.
- Estimations a posteriori en simulation d'écoulement dans des milieux poreux, 7 - 8 janvier 2003 Université P. et M. Curie.
- Définition d'un benchmark pour les problèmes de mécanique dans le stockage, à définir, entre le 15 et le 30 janvier.
- Journée sur l'homogénéisation numérique et les méthodes numériques en milieux poreux, co-organisée avec le CEA , CEA Saclay, le 30 janvier 2003.
- Modélisation micro-macro des phénomènes couplés de transport-chimie-deformation en milieux argileux, Nancy, à définir durant la semaine du 3 février - 7 février 2003.

Le renouvellement du GDR, à l'issue des années 2002-2003, sera soumis à la session d'automne 2003 du CNRS.

Chapitre 6 : Les collaborations internationales

Comme le recommande la loi du 30.12.91, l'Andra, le CNRS et le CEA veillent à maintenir un réseau international de coopérations, tant par des accords bi ou tri-partites que par l'intervention dans des instances internationales engagées dans des travaux relatifs au cycle des combustibles et à la gestion ultime des déchets. Par ailleurs, la participation active dans des programmes expérimentaux menés en laboratoires méthodologiques étrangers est un atout développé avec soin depuis de nombreuses années.

6.1 - Collaborations internationales sur l'axe 1

6.1.1 - Séparations

Les recherches dans le domaine des **séparations** sont poursuivies dans un cadre de large ouverture internationale. Il s'agit ainsi, dans le prolongement de la démarche initiée :

- de collaborer avec l'US DOE dans le cadre du programme américain Advanced Fuel Cycle Initiative mis en place aux Etats-Unis en 2002,
- de suivre l'avancée des recherches homologues menées à l'étranger (Japon notamment, dans le cadre du projet OMEGA),
- de bénéficier des compétences d'équipes de tout premier plan dans le domaine des études de chimie fondamentale relatives aux actinides et autres radionucléides à vie longue (Institut de Physique et Chimie et Institut VERNADSKY de Moscou),
- de démultiplier les efforts de recherche tant exploratoire qu'appliquée au développement de procédés, en cherchant à associer divers laboratoires aux potentialités complémentaires (dans le cadre de contrats de recherche européens notamment).

Les actions de coopération sous-tendues sont donc de nature diverse : séminaires d'échange d'informations, détachement mutuel de chercheurs, études de thématiques particulières, organisation cohérente répartie des diverses phases du développement de procédés de séparation ...

On s'attachera ainsi essentiellement, pour la période à venir :

- à poursuivre les échanges avec les équipes américaines d'ANL et LANL sur l'étude des procédés de séparation poussée par hydrométallurgie et pyrochimie, notamment pour les combustibles et cibles de transmutation des systèmes futurs ;
- à poursuivre les échanges suivis avec les équipes japonaises du JAERI et de JNC dans le domaine de l'extraction sélective des radionucléides à vie longue, en cherchant à intensifier la coopération dans le développement de nouvelles approches (modélisation moléculaire et chimie structurale en particulier), notamment en poursuivant le détachement mutuel de chercheurs entre NUCEF et ATALANTE ;
- à poursuivre la coopération avec IPC Moscou/Académie des Sciences selon divers axes dans le domaine de la chimie fondamentale des actinides et produits de fission à vie longue (suivi d'études particulières menées en Russie, mais surtout détachement de plusieurs chercheurs russes à ATALANTE) ;

- à développer la coopération initiée en 1999 avec l'Institut VERNADSKY/Académie des Sciences sur la séparation de groupe actinides (III)/lanthanides (III) dans une solution d'acide nitrique contenant des ions ferricyanine ;
- à prolonger, dans le cadre des deux projets PARTNEW et CALIXPART du 5ème PCRD, la très fructueuse coopération établie dans les domaines de la séparation des actinides mineurs et du développement de calixarènes fonctionnalisés très sélectifs ;
- à préparer avec les partenaires européens les actions de recherche sur la séparation poussée au sein du futur projet européen, « Integrated Project on Advanced Options for Partitioning and Transmutation » ou IP-ADOPT, du 6^{ème} PCRD débutant fin 2003 ;
- à organiser, pour l'étude des potentialités des procédés pyrochimiques, des actions de coopération avec divers laboratoires engagés dans de telles recherches. Le projet PYROREP du 5^{ème} PCRD est en cours et des accords avec les instituts japonais JAERI et espagnol CIEMAT qui disposent d'une bonne expérience dans ce domaine ont été renouvelés en 2002 ; un projet d'accord est en cours de construction avec l'Institut japonais CRIEPI ;
- à poursuivre la collaboration avec l'ITU (un accord a été signé entre CEA et ITU) dans le domaine de la pyrochimie et des nouvelles molécules pour la séparation en phase liquide. en liaison étroite avec les équipes chargées des études sur la transmutation.

6.1.2 - Transmutation

Les collaborations suivantes ont été établies :

- 1. Collaboration bilatérale CEA/JAERI-JNC (Japon) (même accord qu'en séparation)**
 - Etudes de transmutation (physique du cœur et technologie) et de scénarios. Méthodes de calcul.
 - Etudes sur le combustible (modes homogène et hétérogène). Etudes fondamentales (matrices). Possibilité d'irradiations communes, notamment dans PHENIX, fortement envisagées.
 - Détachement de personnel à Cadarache et à PHENIX.
- 2. Collaboration bilatérale CEA/IPPE Obninsk (Cadre MINATOM, Russie)**
 - Thèmes similaires à ceux traités avec JAERI-JNC.
 - Dans ce cadre : irradiation BORA-BORA en cours dans le réacteur BOR-60 puis examens post irradiatoires de combustibles à haute teneur en Pu et vibrocompactés à base d'Am (fabrications à RIIAR (Russie).
- 3. Collaboration CEA/FZK/ITU (Allemagne)**
 - Etudes physiques sur la transmutation
 - Etudes sur les combustibles (fabrication, caractérisation, irradiations, examens).
- 4. Collaboration européenne EFTTRA : CEA/EDF/FZK/ITU/ECN-Petten/NRG et IAM**

Cette collaboration porte sur le concept hétérogène pour la transmutation de l'américium, du curium et des produits de fission :

- Concept hétérogène :
 - Etudes sur les propriétés des matrices inertes.

- Etudes sur les composés d'américium (irradiations en flux thermal T4, T4bis réalisées et T5 en projet à HFR) complémentaires aux études menées avec les cibles irradiées en flux rapide dans PHENIX).
- Réflexions sur la problématique d'une irradiation expérimentale de composé de curium.
- Tc-99 : Irradiation à HFR (terminée) et dans PHENIX (ANTICORP 1).
- I-129 : Interprétation de l'irradiation effectuée à HFR.

5. Collaboration CEA/ITU/CRIEPI

Irradiation de combustible métallique avec actinides mineurs (Am, Np, Cm) et lanthanides (irradiation METAPHIX à PHENIX).

6. Collaboration avec NRJ-Petten (Hollande)

Etudes sur les matrices (concept hétérogène), les PFVL et les outils de calcul.

7. Participation aux contrats pour le 5^{ème} PCRD

Onze projets européens, en plus des trois projets consacrés à la séparation, sont actuellement en cours pour un montant total de 24 M€ :

- Sections efficaces pour les PFVL et les AM,
- Données nucléaires pour les énergies intermédiaires,
- Validation intégrale de données de base pour la transmutation,
- Combustibles nitrures et oxydes sans uranium,
- Stratégies de séparation transmutation,
- Cycle thorium,
- Expériences Muse,
- Etudes de systèmes hybrides (R et D),
- Projet préliminaire PDS-XADS d'un démonstrateur d'ADS (industriels),
- Technologie des matériaux et utilisation des alliages PbBi,
- Effets de l'irradiation (neutrons et protons) sur les aciers martensitiques.

Le réseau ADOPT, organisé sous forme de projet intégré, est chargé de coordonner ces différents programmes et de préparer la cohérence des propositions à présenter pour le 6^{ème} PCRD sous la forme d'un seul grand projet intégré IP-ADOPT.

8. Préparation du VI^{ème} PCRD

L'émergence de l'espace de recherche européen correspondant au VI^{ème} programme cadre amène à dépasser le stade de la collaboration entre laboratoires, au profit d'une coopération entre institutions sur des thématiques plus vastes. La problématique des déchets sera ainsi incluse, pour ce qui est de son volet de recherche amont, dans un réseau d'excellence en chimie et physique des actinides (proposition « Capitan »), couvrant la chimie en solution, la géochimie, la physicochimie de la céramique irradiée (combustible usé). Les aspects plus spécifiques d'un contexte seront traités dans des projets intégrés de grande ampleur (IP-ADOPT notamment).

9. Dans le domaine des données nucléaires

- Collaboration, avec les laboratoires de Louvain-la-Neuve, de Groningen et d'Uppsala (programme HINDAS), pour la mesure de sections efficaces de réactions induites par protons et neutrons de 20 à 200 MeV.
- Collaborations internationales dans le cadre de l'AEN pour l'évaluation des sections efficaces des actinides et des produits de fission (projet Jeff 3).
- Collaboration avec IRMM-Geel : mesures de σ_c de l'I-129. En discussion : mesures de σ_f du Pa-233.
- Collaboration n-TOF (CERN).

10. Collaborations spécifiques pour les systèmes hybrides

- Collaboration CEA, CNRS, GSI (Darmstadt) pour la mesure du taux de production de produits de spallation.
- Expérience MEGAPIE en collaboration CEA/PSI (Institut Paul Scherrer, Suisse)/FZK/ENEA/CNRS pour la construction de cette source de spallation de forte puissance, qui est en bonne voie pour des essais en 2005. Les équipes du DOE, de CRIEPI et KAERI ont rejoint le consortium.
- Collaboration CEA/DOE concernant la transmutation en système dédié (critique ou sous critique) : le DOE a mis en place en 2002 le projet AFCI qui fait suite, en l'élargissant fortement, au projet d'un accélérateur (AAA) ; le CEA collabore à cette activité sur les thèmes des données nucléaires, des combustibles dédiés, de la technologie Pb-Bi et des matériaux, de la conception d'ensemble et de la sûreté. Un test en irradiation dans PHENIX en 2006-2007 de combustibles préparés dans les laboratoires nationaux américains a été décidé.
- Collaboration CEA/JAERI concernant la transmutation en réacteur hybride (combustibles, physique, données nucléaires, accélérateur, cibles de spallation etc ...) - Séminaires scientifiques et détachement de personnel.
- Collaboration avec ENEA (Italie) : dossier préliminaire de faisabilité d'un ADS, basé sur le réacteur TRIGA de l'ENEA et un cyclotron. Etude sur un accélérateur de protons de haute intensité (projet TRASCO).
- Collaboration avec Los Alamos et Suède (RIT, Université Uppsala) pour la gestion d'un projet d'ISTC de Moscou (Réalisation d'une cible de 1 MWt au Pb/Bi : réalisation démarrée en 1998).
- Collaboration avec SCK (Belgique), dans le cadre du projet Myrrha.

6.1.3 - Conditionnement spécifique

Un accord de collaboration scientifique entre l'organisme australien ANSTO et le CEA a pour objet les études de matrices de confinement de type Synroc.

Par ailleurs, dans le cadre d'un accord avec le VNIIM, le CEA développe le procédé de fusion en creuset froid pour l'élaboration de certaines matrices de confinement.

6.2 - Collaborations internationales sur l'axe 2

Le volet international constitue une dimension importante des activités de l'Andra. La réflexion sur la gestion des déchets radioactifs ne saurait en effet se limiter au cadre national. Il est indispensable de confronter la démarche de l'Agence avec celles menées à l'étranger et de bénéficier du retour d'expérience des partenaires étrangers, mais également de mobiliser une expertise scientifique

internationale de haut niveau sur les programmes et projets de l'Agence. Pour ce faire, l'action de l'Agence se structure autour de deux thèmes :

- promouvoir les contacts et les coopérations avec les partenaires étrangers. Dans ce cadre, l'Agence s'attache à présenter ses projets et démarches au plan international, afin de les confronter avec ceux des autres pays concernés par le sujet, de susciter un large débat international sur ceux-ci et d'en conforter l'assise scientifique. Elle ouvre largement ses programmes et ses installations à des partenaires étrangers. Concernant en particulier le laboratoire souterrain de Meuse / Haute-Marne, la participation de partenaires étrangers dans les expérimentations conduites sur site et leur insertion dans les programmes scientifiques afférents est recherchée. Elle prend la forme de participation directe dans la conception ou la réalisation des expériences, de recours à l'expertise pour le suivi ou l'évaluation des travaux. Réciproquement, l'Agence participe à des expériences dans les laboratoires étrangers, afin de développer sa compétence propre et de compléter les travaux menés en France ;
- assurer une veille scientifique, technique, économique au plan international. A cet effet, l'Agence conduit une activité ciblée sur les thèmes généraux liés à la gestion des déchets radioactifs (organisation et structuration de la gestion des déchets et des recherches liées, modes de financement, nature des projets en développement), quelques thèmes scientifiques et techniques spécifiques (approche de sûreté, modélisation).

Ouverture du programme expérimental du laboratoire à l'international

Dès le début des travaux de construction du laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne, des réunions de travail et workshops ont été organisés avec les homologues étrangers de l'Andra et les organisations de recherche associées, pour présenter le programme scientifique du laboratoire, puis identifier et mettre en œuvre des actions de coopération.

Ces actions de coopération se sont notamment concrétisées dès le fonçage du puits d'accès principal avec des campagnes de mesures acoustiques par le BGR allemand pour l'évaluation de la zone endommagée. Elles se sont également manifestées par la participation d'experts de ces organismes aux différentes expériences lors de leur programme de revues qui se décline en plusieurs phases : spécifications techniques de l'expérience, modélisation pour son dimensionnement, suivi, analyses des résultats. Les deux premières phases ont pu être réalisées au moins en partie :

- au titre des revues des spécifications techniques des expériences :
 - NAGRA (Suisse) dans les domaines géo-mécanique et géochimique,
 - BGR (Allemagne) et ONDRAF-EURIDICE (Belgique) dans le domaine de l'endommagement de la roche argileuse (soit lors du fonçage des puits, soit lors des excavations en galeries),
 - ENRESA dans le domaine de la thermique.
- au titre des modélisations de dimensionnement des expériences :
 - ENRESA pour les expériences géochimique et géo-mécanique.

Concernant la participation directe aux expériences, les partenaires sont associés :

- pour l'installation d'instrumentations par capteurs à fibres optiques pour les mesures de déplacements et de contrainte lors des futures expériences de « mine-by-test vertical et horizontal » et de l'expérience thermique notamment par DBE (Allemagne). ENRESA pourrait aussi participer à des instrumentations pour la caractérisation de la zone endommagée,
- pour des instrumentations additionnelles, voire pour des expériences alternatives (essai ventilation par exemple, diffusion avec source solide) issues de GRS (Allemagne), BGR (Allemagne) et ENRESA (Espagne).

Au titre des modélisations et essais en laboratoire, de nombreuses propositions ont été reçues et sont en cours d'intégration, à court terme et en particulier dans le schéma de collecte d'échantillons lors du fonçage de puits dans le Callovo-Oxfordien :

- un séminaire avec GRS (Allemagne) a permis d'étudier plusieurs propositions (géomécanique, géochimie, hydrogéologie), dont certaines en concertation avec le CNRS (sur des thèmes FORPRO) avec des premières étapes d'évaluation et de faisabilité à réaliser vers mi-2003 ;
- les thèmes géochimiques sont l'objet d'un intérêt exprimé par plusieurs partenaires. Les discussions sont en cours avec NAGRA (Suisse), BGR (Allemagne), ENRESA (Espagne).

Une autre forme de coopération réside dans le détachement de personnels issus d'organismes étrangers. Ainsi, un scientifique géomécanicien de RWMC (Japon) est détaché au sein du service « milieu géologique » de l'Andra. D'autres détachements soit dans les équipes scientifiques du site du laboratoire sur les thèmes expérimentaux (BGR, ENRESA) soit au sein de la Direction Scientifique sur une inter-comparaison de modélisations de biosphère (JGC Japon), soit au sein de la Direction des Projets sur les études d'ingénierie (RWMC Japon) sont examinés.

Participations aux activités internationales

L'Andra attache une importance particulière aux travaux pouvant être réalisés dans le cadre des laboratoires étrangers. On mentionnera les points suivants.

- Suisse - Laboratoire du Mont Terri

Dans le cadre du laboratoire du Mont Terri, l'Andra a participé et participe à plusieurs expérimentations (cf. chapitre 4.2) :

- DI experiment (DIffusion de tritium et iodé)

L'expérimentation est maintenant terminée et a donné lieu à deux synthèses. Ces résultats sont exploités pour la conception détaillée de l'expérimentation de diffusion dans le laboratoire de Bure. L'expérimentation DI-A (diffusion de traceurs actifs) a été lancée sur la période 2002-2005.

- HE-C experiment (HEater test)

Les objectifs de l'expérimentation HE-C sont :

- la caractérisation de la conductivité thermique du massif ;
- la comparaison entre les essais thermiques en laboratoire et les mesures *in situ* ;
- la comparaison entre capteurs classiques de mesure de température (sondes platines PT100) et les capteurs par fibres optiques-CFO.

L'expérience acquise servira directement aux études thermiques des argiles.

- PC experiment (Porewater Chemistry)

Dans le cadre d'une expérience d'équilibration chimique d'une eau synthétique avec les argilites, cette nouvelle expérimentation, mise en œuvre à partir de novembre 2001, est destinée à tester un nouveau dispositif de mesure en ligne du pH et un nouveau polyéthylène pour les crêpines. Elle permettra également de tester un mode de forage à l'azote dans le but de préserver de l'oxydation les carottes prélevées. Ces essais viendront en appui des recherches sur les analyses chimiques. Par ailleurs l'Andra a proposé la mise en œuvre de deux nouvelles expérimentations destinées à préparer les expérimentations sur la thermique et la clé d'ancrage.

- Allemagne

Les coopérations avec les organismes allemands (GRS, DBE, BGR) se sont traduites par des accords portant en particulier sur des participations aux expérimentations à mener dans le Laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne avec des méthodologies ou techniques testées *in situ* dans d'autres sites souterrains tels que la Mine Konrad ou le site du Mont Terri. On notera par exemple les coopérations concernant :

- les réseaux de capteurs à fibre optique pour les expérimentations avec DBE (en cours de testing dans la mine Konrad) ;
- les mesures électriques en zone désaturée avec GRS ;
- les mesures microseismiques pour l'évaluation de la zone endommagée avec BGR.

Le séminaire tripartite GRS-CNRS-Andra, déjà mentionné, a permis d'identifier un dizaine d'autres thèmes susceptibles de se conclure par des coopérations dans différents domaines tels que modélisation, essais sur échantillons, instrumentations.

- Belgique

Des contacts avec l'ONDRAF ont permis de retenir des thèmes communs portant en particulier sur l'instrumentation, les fonctions de sûreté, les concepts, la géo-prospective et les climats, la modélisation mais également la traçabilité et la mémoire scientifique.

Des actions concrètes ont été lancées et concernent en particulier :

- la géo-prospective régionale (car commune aux deux pays à l'échelle du continent) avec par exemple la réalisation de reconnaissances géologiques communes
- le démantèlement de la maquette OPHELIE (expérience thermique à échelle réelle pour étudier le comportement d'une barrière ouvragée en briquettes d'argile) avec le détachement d'un scientifique tant pour la partie démantèlement (réalisée fin 2002) que pour la partie analyses et interprétations (2003-2004).

- Etats-Unis

Un atelier de deux jours avec US DOE (réalisé fin 2001) a permis de retenir notamment un thème de coopération portant sur la simulation numérique et d'engager une coopération. Ainsi, l'Andra a détaché un post doctorant en 2002 dans les laboratoires de simulation numérique associés au site de stockage du WIPP et au projet de stockage de Yucca Mountain. Un atelier sur l'ingénierie a également été organisé.

Pour les milieux granitiques, en participant aux comités directeurs et techniques des laboratoires d'Äspö (Suède), du Grimsel (Suisse) et du Lac du Bonnet (Canada), l'Andra intensifie ses coopérations internationales, participe à des expérimentations mises en œuvre par des partenaires étrangers et réfléchit à la conception d'expériences nouvelles à proposer à ses interlocuteurs.

Les expérimentations conduites en laboratoires souterrains granitiques concernent trois thématiques principales.

- Caractérisation du milieu granitique et de sa fracturation.

L'Andra participe activement à l'expérience « True Block Scale » destinée à mieux comprendre les processus de transport et de rétention dans un volume de granite fracturé de dimension hectométrique dans le laboratoire d'Äspö. La tâche 6 de l'exercice international « Task force on modelling on groundwater flow and transport of solutes », démarrée en 2000, vise à intégrer les modèles hydrogéologiques et de transport en vue d'évaluations de sûreté. L'Andra participe également à des expériences dédiées à la réponse de la fracturation d'un granite à différents types d'interactions (oxydation, colloïdes, gaz, eau alcaline) dans les laboratoires d'Äspö et du Grimsel. Des projets internationaux DECOVALEX III, BENCHPAR et FEBEX ont permis de réaliser des progrès sur la compréhension de l'interaction entre une fracture conductrice et la redistribution des contraintes liées au creusement, sur la validation des codes de modélisation en milieu fracturé, et sur l'homogénéisation des propriétés des milieux fracturés.

- Comportement des barrières artificielles

L'Andra a rejoint, en 2001, l'expérimentation « Prototype repository » qui constitue dans le cadre du programme suédois un test en vraie grandeur d'un concept de stockage. L'Agence intervient d'une part dans la conception d'instrumentations liées au gonflement des barrières ouvragées et dans les exercices de modélisation, et bénéficie d'autre part du retour d'expérience sur les aspects technologiques de cette expérimentation, en particulier sur les aspects de réversibilité (Canister Retrieval Test).

- Scellements de galeries

Au Canada, l'Andra poursuit sa participation à l'essai « Tunnel sealing experiment » (TSX) du laboratoire du Lac du Bonnet qui a vu en 2001 la mise en charge hydraulique au palier de 400 m d'eau.

Recherches conduites en coopération internationale

Les recherches menées par l'Andra depuis plus de 15 ans dans le domaine de la gestion des déchets à haute activité ont bénéficié du support de collaborations et de coopérations avec ses homologues étrangers ainsi que de celui d'un certain nombre de structures universitaires principalement européennes. Ces actions sont principalement menées dans le cadre des Programmes Cadre de l'Union européenne, mais aussi au sein de l'Agence de l'Energie Nucléaire de l'OCDE et plus marginalement l'AIEA.

Il convient de noter que ces programmes procèdent d'une importante mobilisation de l'Agence soit pour confronter ses acquis au plan international, soit pour conduire de nouvelles acquisitions de connaissances en large partenariat. On relèvera en particulier plusieurs thèmes majeurs pour les programmes du laboratoire de Meuse – Haute-Marne en liaison avec l'étude des propriétés des argiles (thermiques, mécaniques, hydrauliques).

Commission Européenne : le V^{ème} PCRD

CLIPEX : Il s'agit d'un programme d'instrumentation conduit dans l'argile de Boom du laboratoire de Mol sous l'égide du GIE Euridice lors du creusement de la galerie de liaison entre le nouveau puits d'accès et l'ancien laboratoire de Mol. L'Andra et G3S sont les partenaires français au côté des espagnols (UPM, Geocontrol, Enresa) et l'Université Polytechnique de Lausanne.

ECOCLAY II : Il s'agit d'étudier le comportement de l'argile en condition hyperalcaline. La nouvelle phase du projet est destinée à apprécier l'évolution des caractéristiques des argiles, ainsi que des minéraux argileux du granite vis à vis de la sorption et de la migration des radionucléides. Le projet prévoit un ensemble de mesures expérimentales sur l'évolution des propriétés hydrauliques et géochimiques des argiles, ainsi qu'une modélisation numérique sur le comportement à long terme des argiles. Le projet regroupe sous la coordination de l'Andra, des universités tels que l'UAM, l'IET, l'EEZ (Espagne), PSI et l'université de Berne (Suisse), VTT et l'université d'Helsinki (Finlande) et ENRESA, GRS, AEA Tech, CEN/SCK, SKB, POSIVA, le BRGM.

RESEAL II : Test de démonstration in situ sur une grande échelle du scellement d'un puits dans l'argile du laboratoire de Mol. Trois pays sont partie prenante à l'essai : la Belgique, la France et l'Espagne. La mise en place est achevée et les prochains mois verront la réalisation des tests (test gaz).

FEBEX : expérimentation à grande échelle de barrières ouvragées dans une formation cristalline dans le laboratoire du Grimsel en Suisse. Ce projet réunit la Suisse, l'Espagne, la France (Andra et G3S), l'Allemagne. Le démantèlement partiel de l'expérience se déroule en 2003 après refroidissement. Les premières observations ont montré une certaine distorsion entre la modélisation prédictive et les résultats expérimentaux. Les causes de cette distorsion sont recherchées.

CROP : Ce forum mené par SKB a pour objectif de faire le point sur l'état des connaissances concernant les comportements THMC des barrières ouvragées (bentonite sous diverses formes) en présence de combustibles usés et de verres. Il regroupe les agences européennes, dont l'Andra, ainsi que l'US DoE et OPG (Canada).

SFS : Il s'agit d'un projet regroupant l'Andra, le CEA et SKB, ENRESA, NAGRA, CEN/SCK et les allemands d'ITU dont le but est d'acquérir des connaissances sur la physico-chimie des combustibles usés, les mécanismes de relâchement des radionucléides et la modélisation de ces relâchements en condition de stockage.

MODEX REP : ce projet vise à élaborer des modèles rhéologiques des argilites de l'Est à l'aide de modélisations prédictives et interprétatives in situ des perturbations induites par le creusement du puits d'accès dans le Callovo-Oxfordien du laboratoire de Meuse / Haute Marne. L'Andra est chef de file avec ses sous-traitants G3S, l'Ecole des Mines de Paris, le LML. Les autres partenaires sont la société Coyne et Bellier, ENRESA, GRS, NAGRA et CEN/SCK.

BENCHPAR : ce projet a pour objectif l'étude du processus du couplage THM dans un milieu fracturé (granite) et le rôle de ce processus couplé dans l'évaluation de performance. Piloté par KTH (Suède) le projet regroupe l'Andra, l'INERIS, l'IPSN, SKB, SKI, NIREX, STUK, ENRESA.

BIOCLIM : Le projet européen BIOCLIM a pour objectif de fournir une base scientifique et une méthodologie pratique pour intégrer les changements climatiques futurs dans l'analyse de sûreté du stockage en formation géologique profonde.

Les travaux ont débuté en novembre 2000. Les trois premiers rapports ont été rédigés en 2001 et présentent respectivement :

- les mécanismes à l'origine des changements climatiques, leurs conséquences environnementales et la manière dont ces changements sont pris en compte en France, en Espagne, au Royaume-Uni et en Tchéquie ;
- les données paléo-environnementales disponibles pour chacun d'entre eux ;
- les résultats des simulations climatiques intégrant le forçage astronomique et les résultats de scénarios pour un forçage de gaz à effets de serre d'origines naturelle et anthropogénique.

Ces résultats font émerger six situations climatiques extrêmes. Elles seront étudiées plus en détail lors des phases suivantes. Parallèlement à ces travaux, le couplage d'un modèle océan-atmosphère-végétation avec un modèle de calotte glaciaire, ainsi que le couplage d'un modèle climatique avec un modèle de calotte glaciaire ont été entrepris. L'objectif de ces couplages consiste à construire des modèles de climat dynamiques qui intègrent l'ensemble des mécanismes importants.

NET-EXCEL : ce réseau thématique, initié en 2002, piloté par SKB et regroupant l'Andra et ses homologues Européens, a pour objectif de déterminer les objectifs majeurs communs des Agences de gestion de déchets radioactifs pour leur programme de R&D « stockage géologique des déchets à haute activité et vie longue ». En ce sens, il préfigure un nouvel instrument du VI^{ème} PCRD, « le réseau d'excellence » et est aussi un outil de préparation aux thématiques potentielles de projets intégrés de ce prochain PCRD.

Commission Européenne : perspectives pour le VI^{ème} PCRD

Le VI^{ème} Programme Cadre de Recherche et Développement de l'Union Européenne est actuellement en cours de lancement et couvre la période 2002-2006.

Les objectifs définis par la Commission Européenne sont triples :

- concentrer les efforts au niveau des priorités sélectionnées,
- structurer les initiatives,
- simplifier et décentraliser la coordination et gestion des projets.

A cet effet, des nouveaux instruments adaptés à ces objectifs sont proposés à la communauté scientifique. De fait, ces objectifs signifient la réduction du nombre de projets en tant que tels, mais aussi l'apparition de projets plus globaux et plus ambitieux.

Egalement, afin d'établir un cadre d'échange et de dialogue avec la communauté scientifique, une vaste procédure d'appel à manifestation d'intérêt a été lancée par la commission début 2002. Les résultats de cette consultation, après analyse par la Commission, seront pris en compte pour l'établissement des thématiques des futurs appels à proposition.

En termes d'allocations budgétaires le volet « gestion des déchets radioactifs & stockage » représente 90 Millions Euros, le volet « radioprotection » 50 Millions, à comparer aux 940 Millions Euros du volet Euratom (hors activités des « Joint Research Centres ») et des 17 500 Millions Euros du VI^{ème} PCRD.

Organisation des projets

Pour le VI^{ème} PCRD, de nouveaux instruments sont mis en place par la Commission, principalement les réseaux d'excellence et les projets intégrés. Le premier répond à une logique d'intégration de moyens pour obtenir une taille critique. Les seconds répondent à une volonté d'approche cohérente de questions majeures avec obtention de résultats tels que procédés, services ou produits, suivis de leur mise en œuvre. Il est bien adapté à la problématique de la gestion des déchets radioactifs. L'intention affichée de la Commission est de donner la priorité à ces instruments, tout en maintenant une partie du budget pour les projets hors de ce cadre.

Ces nouveaux instruments apportent une contribution très intéressante à la problématique de la recherche pour la gestion des déchets radioactifs au niveau européen :

- comparer les approches et donc assurer la cohérence des solutions proposées au niveau national par chacune des agences ;
- rationaliser les efforts et investissements par l'effet de taille et cohérence, et bénéficier de surcroît d'un cofinancement européen ;
- bénéficier de compétences structurées en regroupant des laboratoires spécialisés

A ce titre, l'Andra et ses partenaires ont décidé de poursuivre leur effort de coordination, initié dans le cadre du réseau Net-Excel (créé lors du V^{ème} PCRD afin d'identifier les thématiques majeures et communes de R&D) et d'utiliser ces instruments pour leurs objectifs de R&D.

Thématiques des projets

La procédure d'appel à manifestation d'intérêt lancé par la Commission Européenne début 2002 a permis de structurer les thématiques, d'abord au niveau des agences et partenaires de la communauté scientifique pour la remise des dossiers, puis suite à l'analyse par la Commission.

Dans le cadre des nouveaux instruments présentés précédemment et en fonction des thématiques sélectionnées par la Commission et appropriées à ces instruments, les perspectives thématiques potentielles du VI^{ème} PCRD sont les suivantes :

- au niveau des réseaux d'excellence
 - réseau de coordination de la R&D au niveau des organismes de gestion des déchets radioactifs HAVL,
 - réseau de laboratoires spécialisés dans la chimie et physique des actinides pour support de R&D tant du stockage géologique que de la séparation-transmutation,

- au niveau des projets intégrés
 - phénoménologie dans le champ proche et migration des radionucléides dans les formations géologiques,
 - études d'ingénierie et démonstrations des concepts de stockage avec prototypes,
 - outils de modélisations et simulations pour démonstrations de sûreté.

L'Andra a participé activement à cette procédure notamment en assurant la coordination de deux dossiers d'expression d'intérêt et en s'associant au groupe de travail d'autres dossiers d'expression d'intérêt. Les partenaires français de l'agence ont été également associés par l'Andra à cette procédure, tels le BGRM, l'INERIS, le GDR FORPRO, le CEA.

Avec la création d'un réseau d'agences dans le cadre du V^{ème} PCRD (réseau Net-Excel), l'Andra et les autres Agences Européennes ont développé une stratégie de coordination. Cette stratégie de réseau sera poursuivie lors des étapes ultérieures du VI^{ème} PCRD, dont le prochain appel à proposition, afin de promouvoir les thématiques présentées précédemment. Par ailleurs, l'Andra souhaite notamment assurer un rôle majeur dans la coordination de l'un des projets intégrés.

Agence de l'Energie Nucléaire

Au sein de l'Agence de l'Energie Nucléaire de l'OCDE, c'est dans le cadre du Comité pour la gestion des déchets radioactifs (RWMC) que l'Andra intervient. Ce comité comporte trois groupes de travail qui sont l'IGSC (Integrated Group for the Safety Case), le FSC (Forum on Stakeholders Confidence) et le WPDD (Working Party for Dismantling and Decommissioning). La gestion des déchets à haute activité est traitée au sein de l'IGSC. Au sein de ce groupe, l'Andra participe plus particulièrement et directement aux travaux suivants :

- le **Clay Club** qui regroupe les organisations concernées par les questions de stockage en milieu argileux

Une « topical session » (*Evidences of, and Approaches to self-healing in Argillaceous Media*) d'une journée a été l'occasion de faire un point des connaissances sur le sujet de l'auto-colmatage des argiles. L'analyse de ces deux phénomènes a été développée dans l'étude bibliographique qui est réalisée en 2002 sous la responsabilité du British Geological Survey (BGS), avec les participations de plusieurs spécialistes internationaux, en particulier du CNRS. Une réunion du Clay Club a eu lieu en décembre 2002 dans le cadre du congrès international de Reims organisé par l'Andra : « Clays in natural and engineered barriers for radioactive waste confinement ».

- **IPAG** (Integrated Performance Assessment Group) avec la clôture de la phase 3 sur les études concernant la confiance dans les évaluations. Un document de référence sur les différents moyens d'améliorer la confiance est en cours d'élaboration ;
- **Geotrap V** qui a établi un point sur la rétention et sa prise en compte en milieu géologique profond ; un document de synthèse sur l'ensemble des enseignements de Geotrap V est en cours de préparation ;
- **Sorption**, ce groupe a préparé des exercices d'intercomparaison de modélisations sur la sorption et les bases de données associées ;
- **TDB**, la base de données thermodynamiques qui produit régulièrement les données expertisées au plan international.

Par ailleurs l'Andra participe à la préparation des nouvelles initiatives de l'AEN, et particulièrement à un projet au format des séminaires Géotrap portant sur les barrières ouvragées. Un projet est également en cours d'élaboration sur les modalités de prise en compte des différentes échelles de temps.

Agence Internationale de l'Energie Atomique

BIOMASS : La réunion finale du comité de coordination s'est tenue à l'AIEA, du 17 au 20 septembre 2001. Les documents produits par BIOMASS ont été diffusés en 2002. Les résultats ont été présentés à la communauté internationale à la conférence de Monaco, en septembre 2002. Les suites à donner au programme BIOMASS ont été largement discutées. Plusieurs thèmes d'intérêt, tels que l'application de la méthode aux stockages de surface, l'évaluation des conséquences des polluants non radioactifs, l'évaluation des impacts environnementaux, les scénarios d'intrusion humaine ou la création de base de données pour l'évaluation pourraient faire l'objet de nouveaux programmes de l'AIEA.

Colloques internationaux

Outre ses participations à de nombreux colloques internationaux, l'Andra a organisé du 9 au 12 décembre 2002 un colloque à Reims intitulé « Clays in natural and engineered barriers for radioactive waste confinement » et destiné à réunir l'ensemble des spécialistes internationaux des argiles pour une exploration aussi large que possible des acquis et perspectives des recherches dans le domaine. 230 communications sous forme de présentations orales et par affiches sont distribuées au travers de 18 sessions orales et 7 sessions posters. Avec près de 450 participants issus de plus de vingt pays, ce dernier a été salué comme une manifestation de grande importance par tous les intervenants, ces derniers soulignant l'utilité de renouveler l'expérience en 2004.

Revue internationale du dossier 2001 Argile

Une revue internationale du dossier 2001 a été engagée au cours de l'année 2002 sous l'égide de l'OCDE/AEN et conduira à un rapport au premier semestre 2003. Le comité de revue est constitué d'experts internationaux issus de plus de cinq pays. Cette revue marque la volonté de l'Andra de s'inscrire très fortement dans une perspective d'évaluation internationale.

6.3 - Collaborations internationales sur l'axe 3

L'ouverture au plan international des travaux menés sur l'axe 3 se concrétise par plusieurs contrats de la Commission de l'Union Européenne. On peut noter en particulier :

- la participation du CEA au Round Robin Test (mesures comparatives de déchets par méthodes non destructives) regroupant 10 partenaires ;
- le développement de mesures d'activité des déchets par interrogation neutronique qui regroupe 6 partenaires dont le CEA ;
- la participation à un programme sur la caractérisation de la surface accessible des monolithes de verre nucléaire par tomographie à haute énergie et comparaison avec les techniques conventionnelles qui regroupe 3 partenaires dont le CEA ;
- la participation à un programme de contrôle qualité des colis de déchets nucléaires avec un système de détection télescopique au GE et suppression Compton regroupant 4 partenaires dont le CEA.

Il existe d'autre part des accords de recherche portant sur des thèmes spécifiques :

- Accord CEA-JNC (Japon)
 - Traitement et conditionnement des déchets FA-MA.
 - Comportement à long terme des colis de déchets.
 - Entreposages.

- Accord CEA-JAERI (Japan Atomic Energy Research Institute)
 - Mesures non destructives des déchets alpha.
 - Conteneurs pour entreposage.
 - Données de base pour le comportement migratoire des radionucléides à vie longue.
- Accord CEA-MINATOM - Russie sur la vitrification.
- Accord CEA-MINATOM - Russie sur les déchets nucléaires et leur entreposage.
- Accord CEA-ANSTO (Australian Nuclear Sciences & Technology Organisation)
 - Evaluation et comparaison en lixiviation des matrices synroc et vitrocristallines.
- Accord CEA-PSI (Paul Scherrer Institut, Suisse), chimie et migration des éléments.
- Accord CEA-Andra-BMWI (Ministère allemand de l'économie et de l'industrie) sur la gestion des déchets en général.
- Coopération avec le DOE, avec comme interface OCRWM¹. Les principaux thèmes concernés sont le comportement à long terme des combustibles irradiés, les matériaux de conteneur de combustibles irradiés et les études de corrosion, les systèmes de transport et manutention, la thermique polyphasique, le comportement à long terme des bétons de structure.
- Coopération CEA-SKB dans le cadre de l'accord signé en 1996. Les principaux thèmes définis sont : sûreté et durabilité, entreposage en subsurface, comportement à long terme du combustible irradié et des colis de déchets, traitement et conditionnement, développement et qualification technologique de conteneurs de combustibles irradiés, surveillance, modélisation thermique, criticité en entreposage, aspects économiques.
- Coopération avec l'Institut des transuraniens sur le conditionnement spécifique des éléments séparés, la caractérisation et le comportement à long terme du combustible irradié.
- Collaborations avec EPRI (USA) et CRIEPI (Japon) sur l'entreposage des combustibles usés, en liaison avec EDF.

Commission Européenne (V^{ème} PCRD)

Une participation des équipes au 5^{ème} PCRD sur le comportement à long terme du combustible irradié a été mise en place comme suit :

- participation à deux projets consacrés au comportement à long terme des colis de verre, Glamor et Glastab, sur la période 2001 – 2003 ;
- la coordination d'un important programme consacré au comportement à long terme des combustibles usés (SFS) regroupant 12 partenaires européens sur la période de 2002 à 2004. Ce programme est en interaction avec les travaux menés par le CEA dans son projet PRECCI, et en coordination croisée avec l'autre programme européen sur le sujet, IN CAN.

¹ Office of Civilian Radioactive Waste Management

Commission Européenne (VI^{ème} PCRD)

- La forte impulsion donnée par la Commission Européenne vers la construction effective d'un Espace Européen de la Recherche (ERA, « European Research Area ») se traduit dès le sixième Programme cadre de recherche et de développement, qui débute, par l'introduction d'outils coopératifs nouveaux : les projets intégrés (IP) et les réseaux d'excellence (NoE). Ces instruments incitent les institutions de recherche à passer du stade de la coopération (V^{ème} PCRD) à celui de la collaboration (VI^{ème} PCRD), dont la réussite se mesurera explicitement au maintien de liens étroits entre organismes au-delà de la période d'incitation financière que constituera le prochain programme-cadre. La position de pointe des organismes français en recherche sur la gestion des déchets radioactifs est renforcée par le cadre légal et réglementaire offert par la loi de 1991, et qui constitue un cas unique en Europe. Ceci a poussé la France à formuler de nombreuses propositions lors de l'appel à expressions d'intérêt lancé dans le cadre du VI^e PCRD au premier semestre de 2002. L'année 2003 sera celle des propositions détaillées et des arbitrages de la Commission ; on peut espérer que l'importance des travaux français et leur avance scientifique se traduisent par un renforcement de la capacité d'entraînement vis-à-vis de nos partenaires européens ou candidats à l'adhésion.
- Une proposition de projet intégré dédié à une description des phénomènes et mécanismes à l'œuvre dans le champ proche d'un colis de déchets nucléaires, et de leurs couplages, de la matrice de confinement au matériau est en cours de montage; ce projet porte le nom de NF-PRO, « Near-field processes ».

Divers contacts existent également avec la Russie concernant le développement de procédés de conditionnement.

Annexe 1 : Principales caractéristiques des radionucléides à vie longue

Les noyaux formés lors des réactions nucléaires au sein des combustibles des réacteurs présentent des caractéristiques différentes. Un assemblage de combustible nucléaire usé UOX2 du parc de réacteurs à eau pressurisée contient¹ (figure A1-I) :

- 96 % d'actinides majeurs (94% d'uranium et ~1% plutonium) qui représentent encore un potentiel énergétique important (équivalent à environ 10 000 tonnes de pétrole en utilisation en neutrons lents et plusieurs centaines de milliers de tonnes de pétrole en neutrons rapides en mode surgénérateur) ;
- 4 % de noyaux sans valeur énergétique, qui représentent actuellement les résidus de la production d'énergie :
 - les produits de fission (~ 4%, dont 0,2 % de radionucléides à vie moyenne [le césium 137² et le strontium 90³, dont la période est de trente ans, et qui sont à l'origine de la composante « haute activité » des déchets radioactifs à vie longue] et 0,3% à vie longue),
 - les actinides mineurs (~0,1%) : amérium, curium, neptunium,
 - les produits d'activation , formés par capture neutronique dans les matériaux de structure de combustible (gaines, grilles, ...).

On présente dans les figures A1-IIa à A1-Ic l'évolution au cours du temps de la radiotoxicité d'un combustible usé et celle de la contribution respective de chacune de ses diverses composantes :

- pour un combustible UOX ;
- pour un combustible MOX ;
- pour un combustible "moyen" résultant du scénario décrit au renvoi N°1 du pied de page.
- (radiotoxicité ramenée à la quantité de combustible nécessaire à la production de 1 TWh).

La radioactivité des produits de fission a diminué considérablement au bout de 300 ans, compte tenu de la décroissance du césium 137 et du strontium 90. Celle des actinides mineurs (amérium, curium, neptunium) décroît plus lentement et l'amérium⁴ en est le principal contributeur (figures A1-II et A1-III). Elle devient, au bout de quelques milliers d'années, inférieure à celle de l'uranium initial. Les produits d'activation ont une radioactivité sensiblement inférieure à celle des autres contributeurs.

La figure A1-IV rappelle les principales chaînes de formation des nouveaux noyaux lourds lors des réactions nucléaires dans le combustible en réacteur. Les figures A1-V à A1-VIII présentent les schémas de décroissance des quatre « familles » radioactives. Le tableau I présente les principales caractéristiques des produits de fission et des produits d'activation à vie longue.

¹ En considérant un assemblage moyen (~ 500 kg de combustible) de combustible usé déchargé du parc REP 400 Twh/an, avec les flux à l'équilibre: 1200 t déchargées par an (850 t retraitées, 350t entreposées, dont 135 t de MOX).

² Plus précisément le couple Cs 137-Ba^m137.

³ Plus précisément le couple Sr-Y 90.

⁴ Am 241 et 243 essentiellement.

Si la radioactivité des radionucléides formés en réacteur est importante, les quantités sont faibles: les déchets vitrifiés (déchets C), qui contiennent environ 98% de la radioactivité des déchets, représenteront un volume d'environ 4000 m³ en 2020, soit l'équivalent d'un cube de 16 m d'arête. Un colis de verre, d'un volume hors tout de 200 litres environ et contenant 150 litres de verre, dégage de la chaleur (3000 W initialement, 700 W au bout de 30 ans, 170 W après 100 ans et moins de 30 W à 300 ans). Le rayonnement émis est arrêté par quelques dizaines de centimètres de matériau. La figure A1-IX présente l'évolution avec le temps du dégagement thermique des combustibles usés, et la figure A1-X celle des déchets vitrifiés.

En termes de comportement dans l'environnement, et vis à vis de l'homme, les radionucléides à vie longue présentent schématiquement les principales caractéristiques suivantes :

- le facteur de dose associé à l'ingestion ou l'inhalation (Sv/Bq) est sensiblement plus important (deux à quatre décades) pour les actinides¹, noyaux lourds émetteurs alpha principalement, que pour les produits de fission (tableau II),
- concernant les propriétés chimiques, globalement, :
 - les actinides sont peu solubles ni mobiles dans l'environnement²,
 - comme la plupart des produits de fission, hormis quelques espèces plus solubles, telles que l'iode, le césium, dans une moindre mesure le technétium, ...

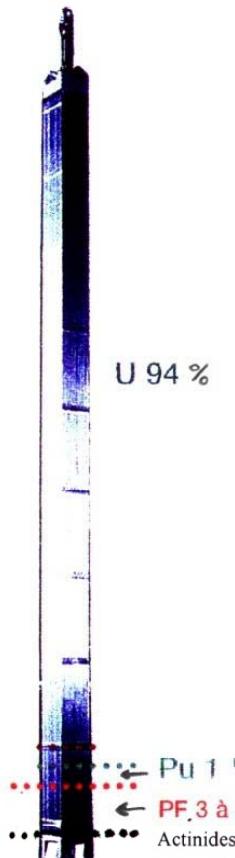
Le tableau III complète l'analyse de ces principales caractéristiques des radionucléides à vie longue.

¹ Qu'ils soient naturels ou artificiels

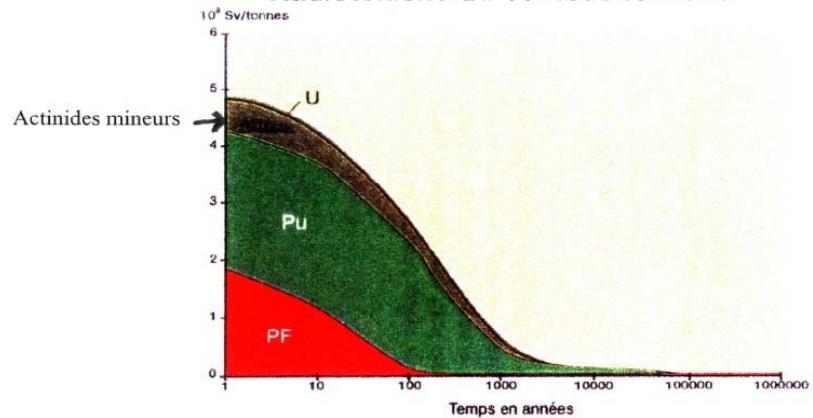
² L'uranium et le neptunium présentant néanmoins une plus grande mobilité en conditions oxydantes

LE COMBUSTIBLE USÉ

Combustible usé



Radiotoxicité du combustible usé



Radiotoxicité normalisée du combustible usé

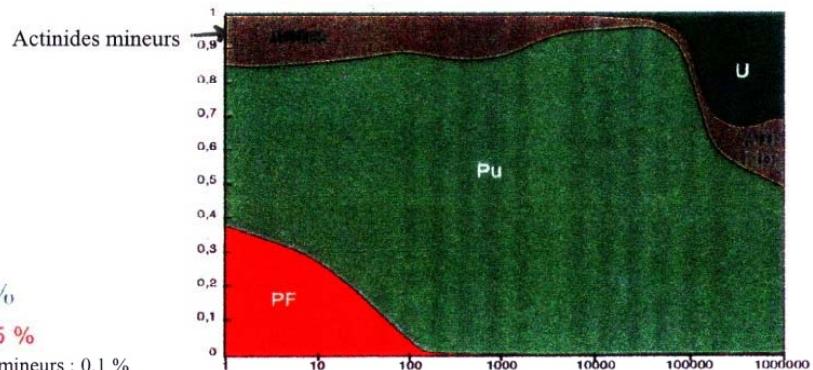


Figure A1-I

Remarque : dans cette figure, l'américium 241 issu de la désintégration du plutonium 241 est compté avec le plutonium

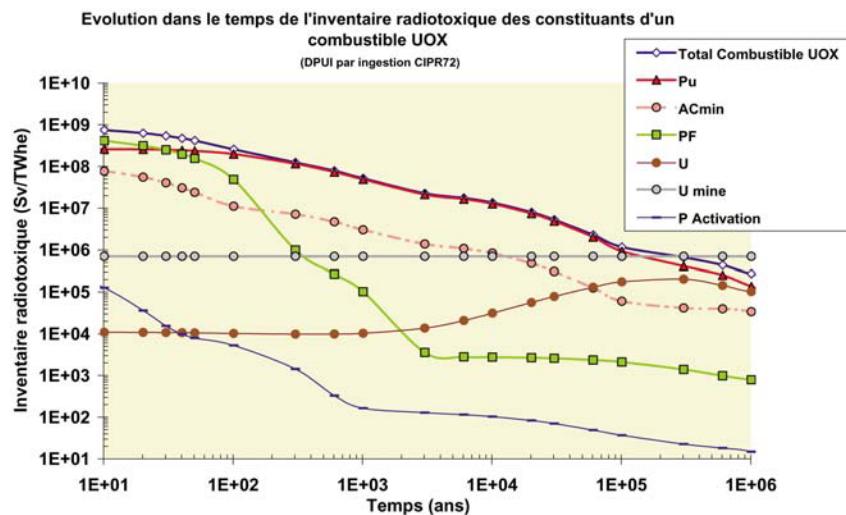


Figure A1-IIa

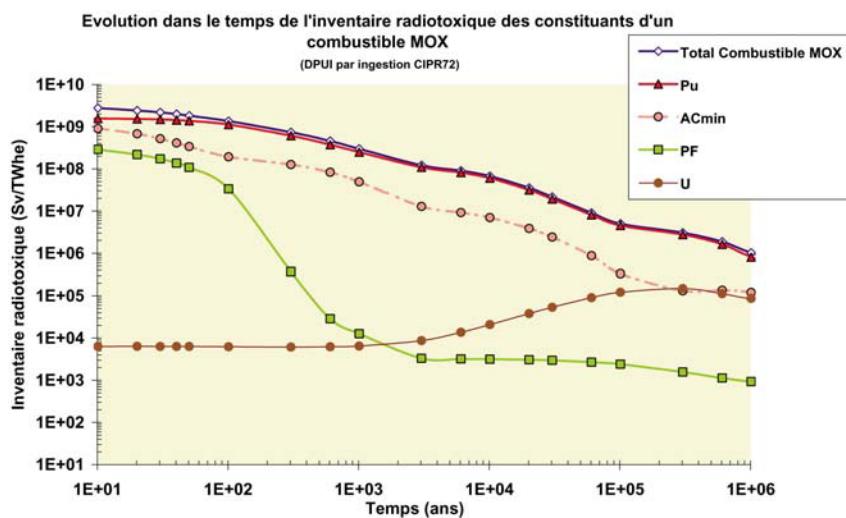


Figure A1-IIb

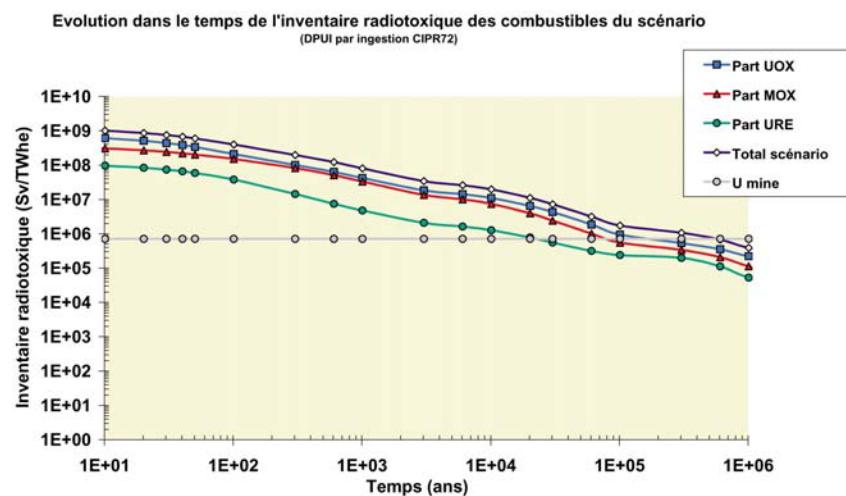


Figure A1-IIc

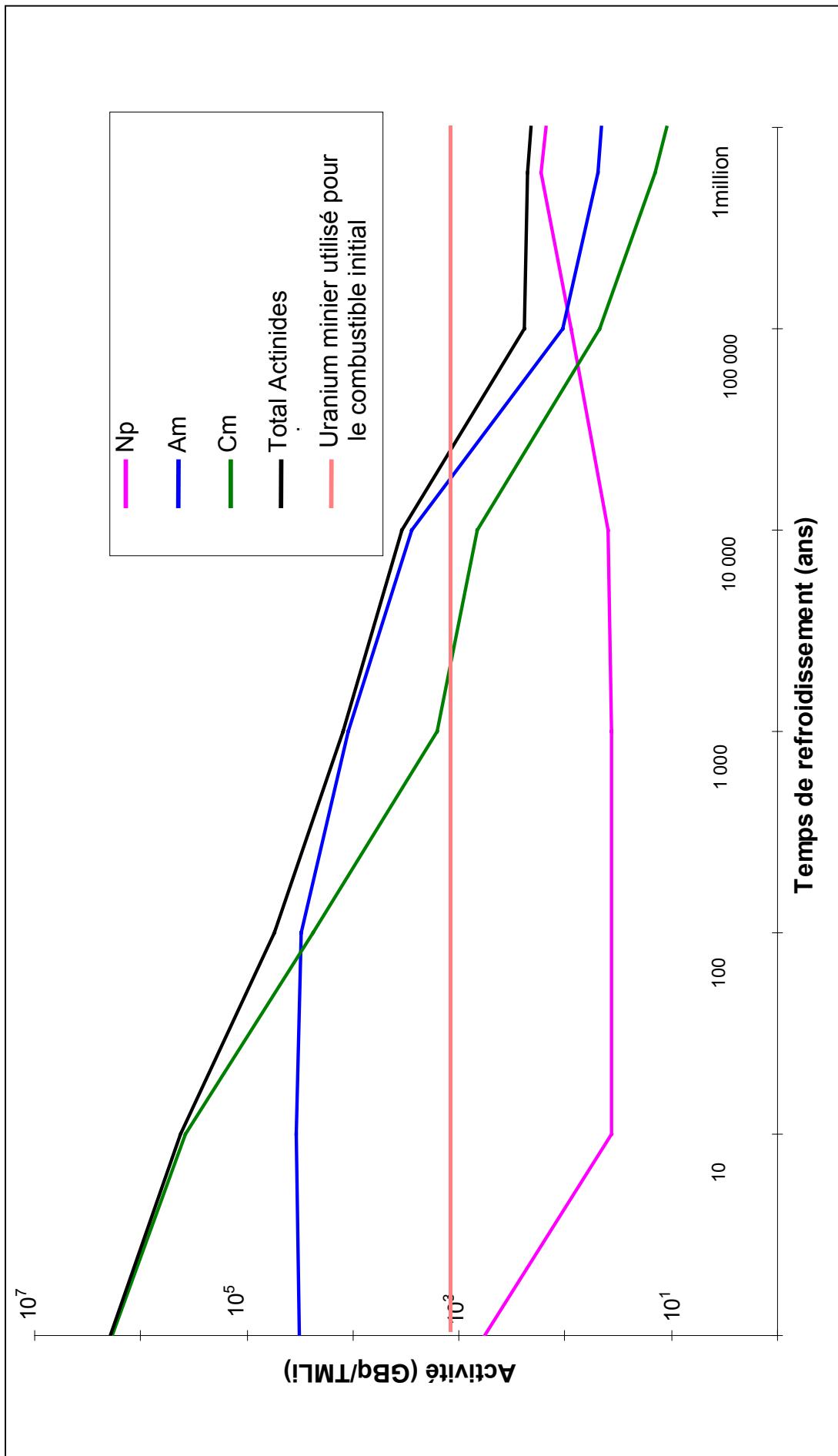


Figure A1-III Activité, en GBq par tonne de métal lourd, des actinides mineurs formés en réacteur, et de leurs descendants dans un parc REP (80%UOX, 11%MOX, 9%URE irradiés à 45

Figure A1-IV
CHAINE D'EVOLUTION DES NOYAUX LOURDS EN REACTEUR REP

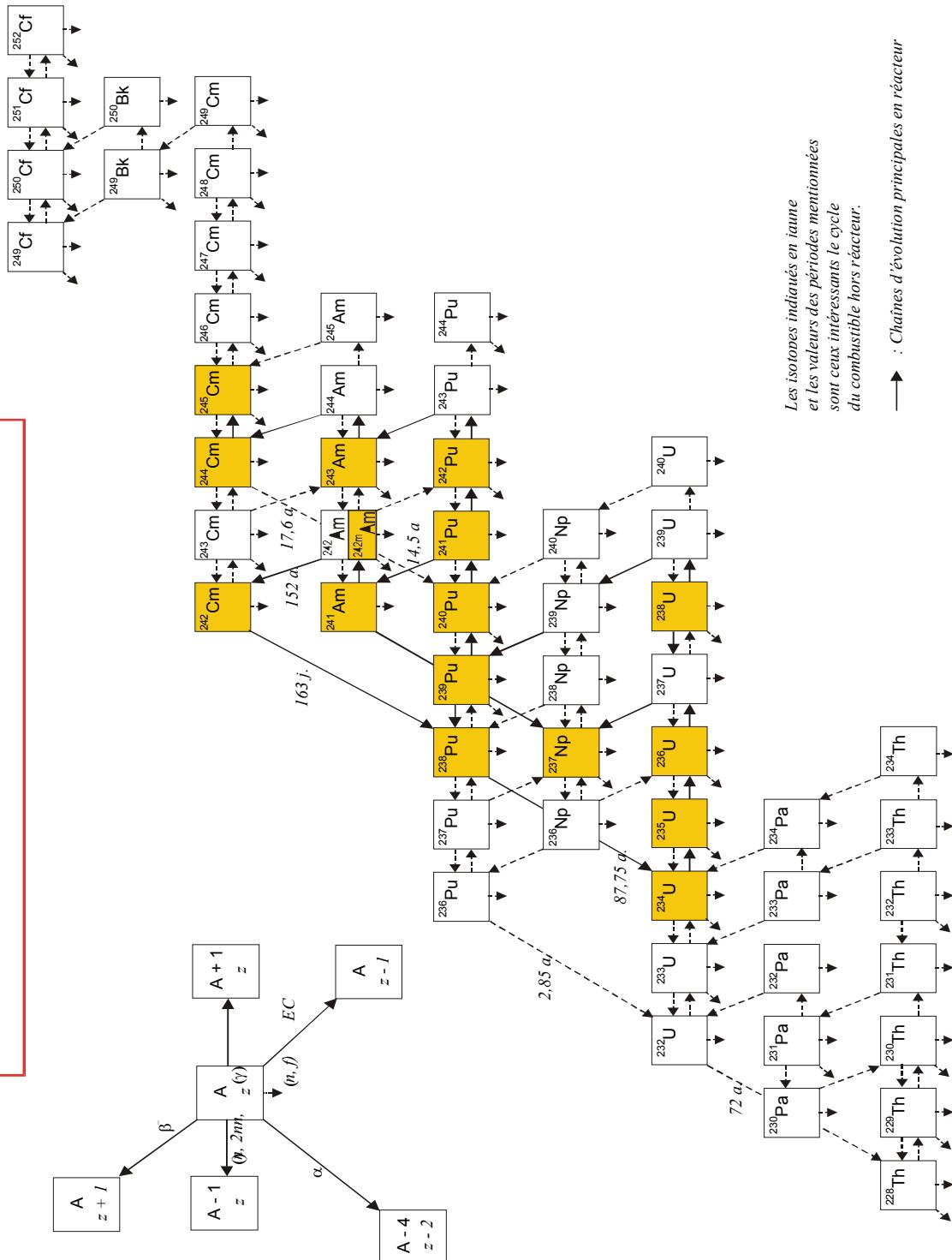


Figure A1-V
Famille radioactive 4N du thorium

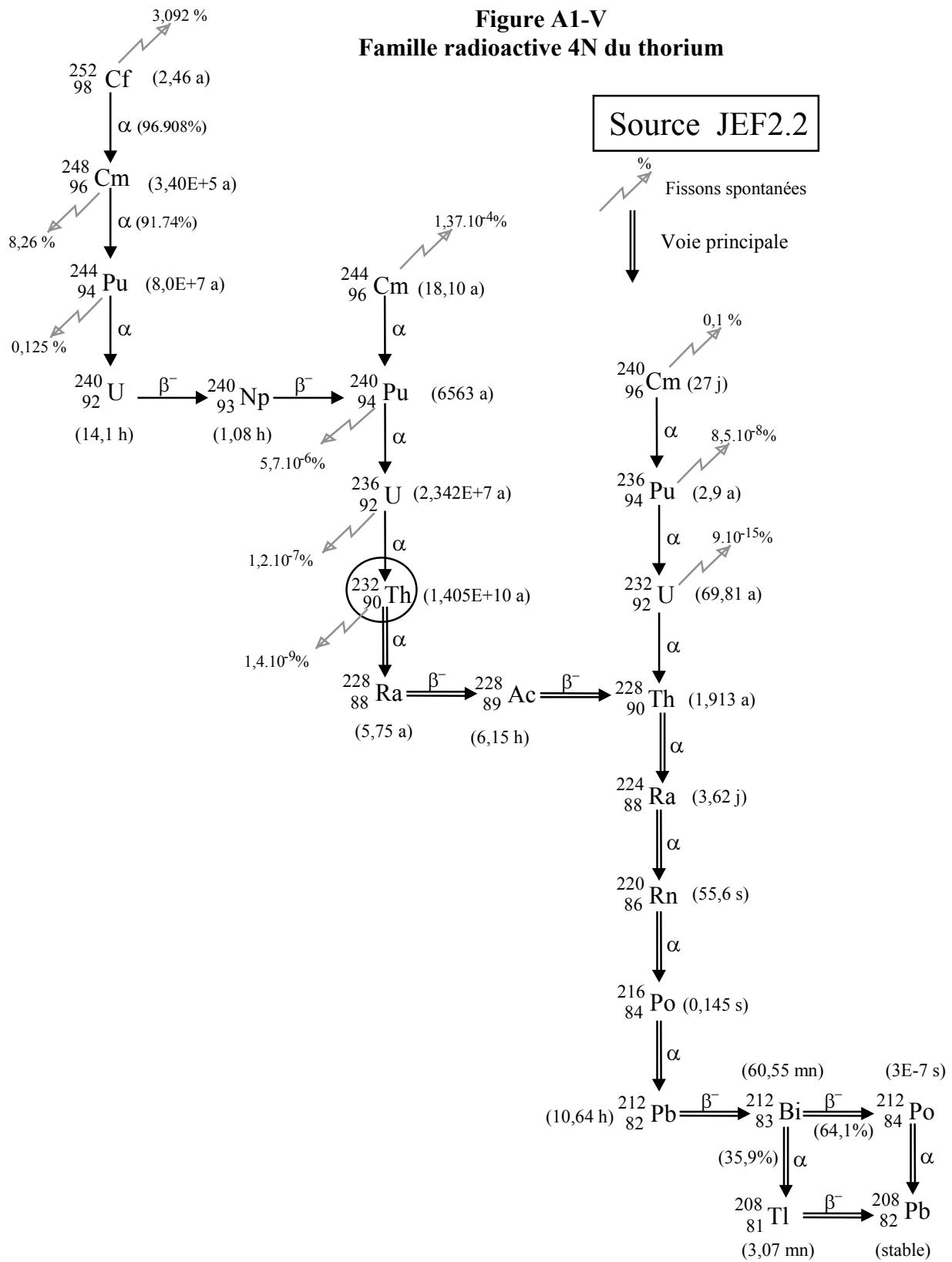


Figure A1-VI
Famille 4N+1 du Neptunium

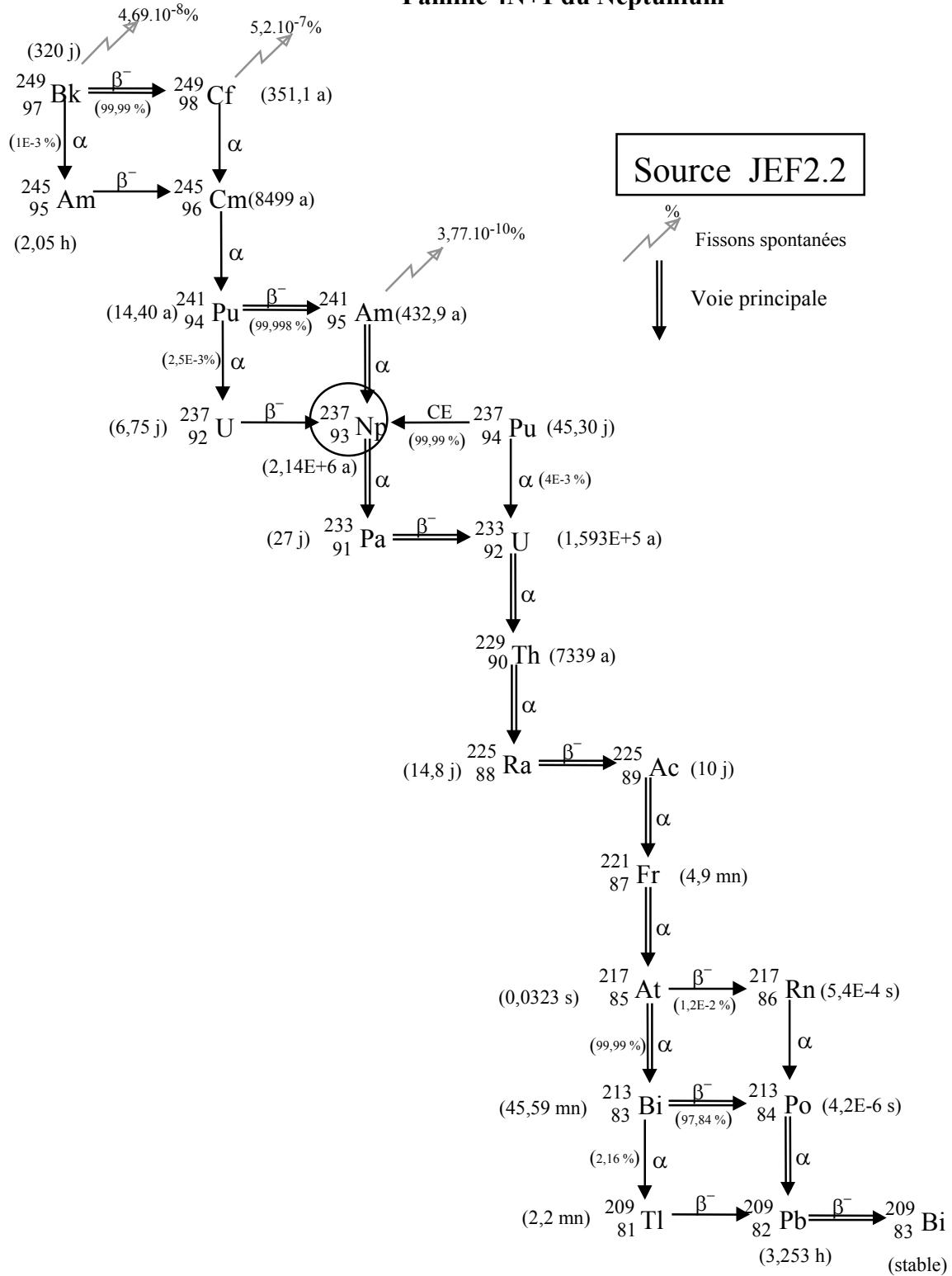


Figure A1-VII

Famille radioactive $4N+2$ de l'uranium

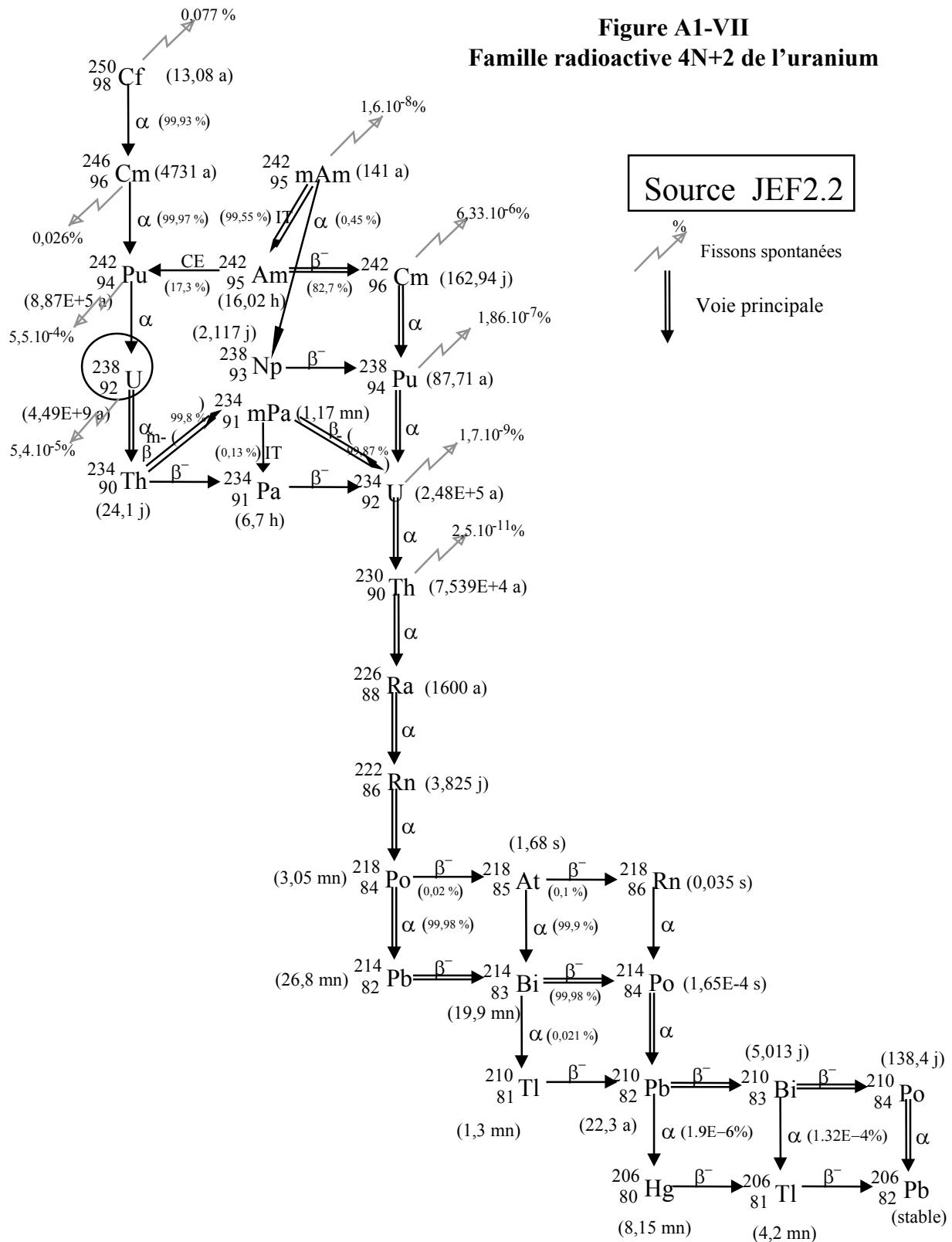
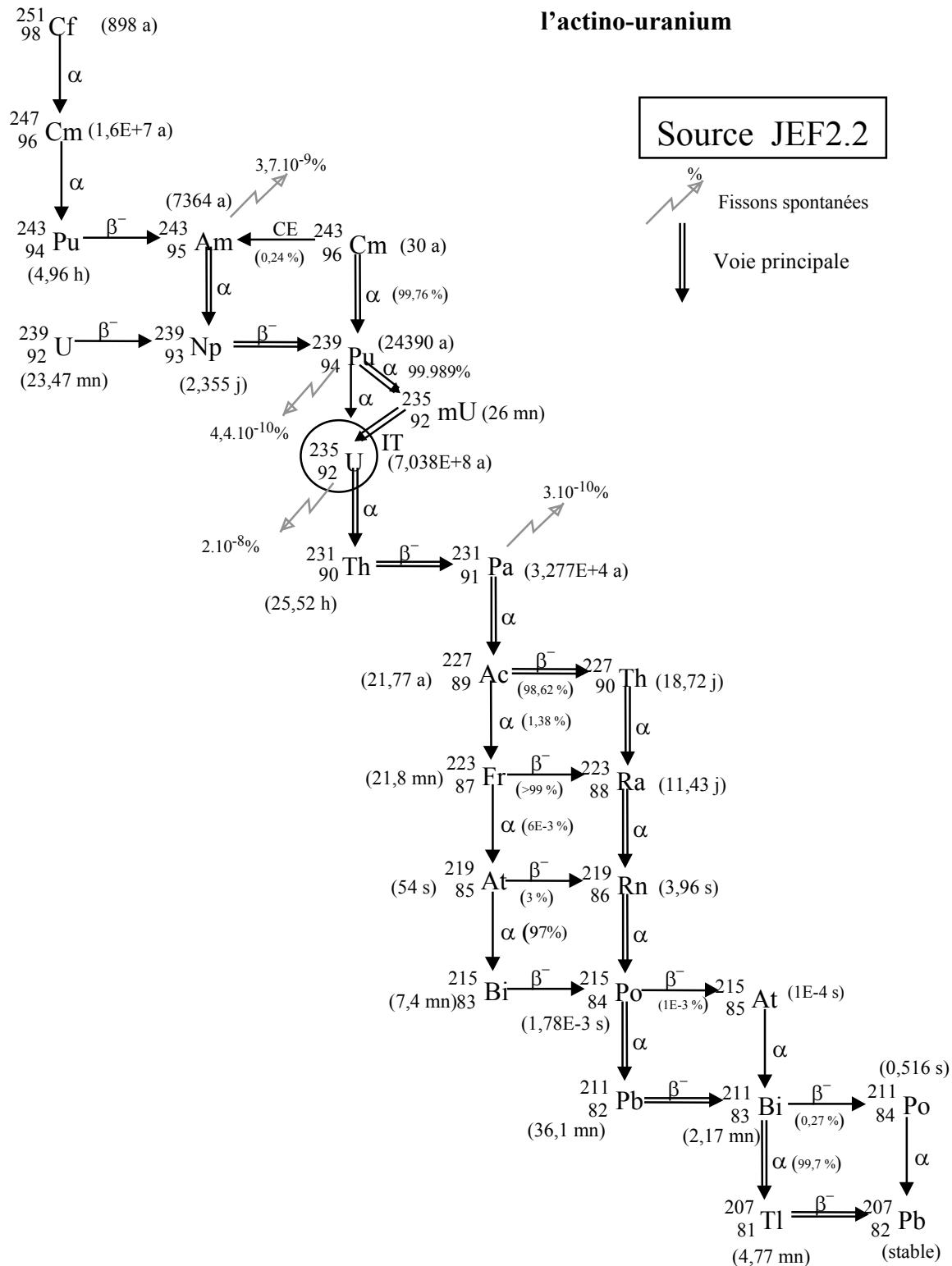


Figure A1-VIII
Famille radioactive $4N+3$ de
l'actino-uranium



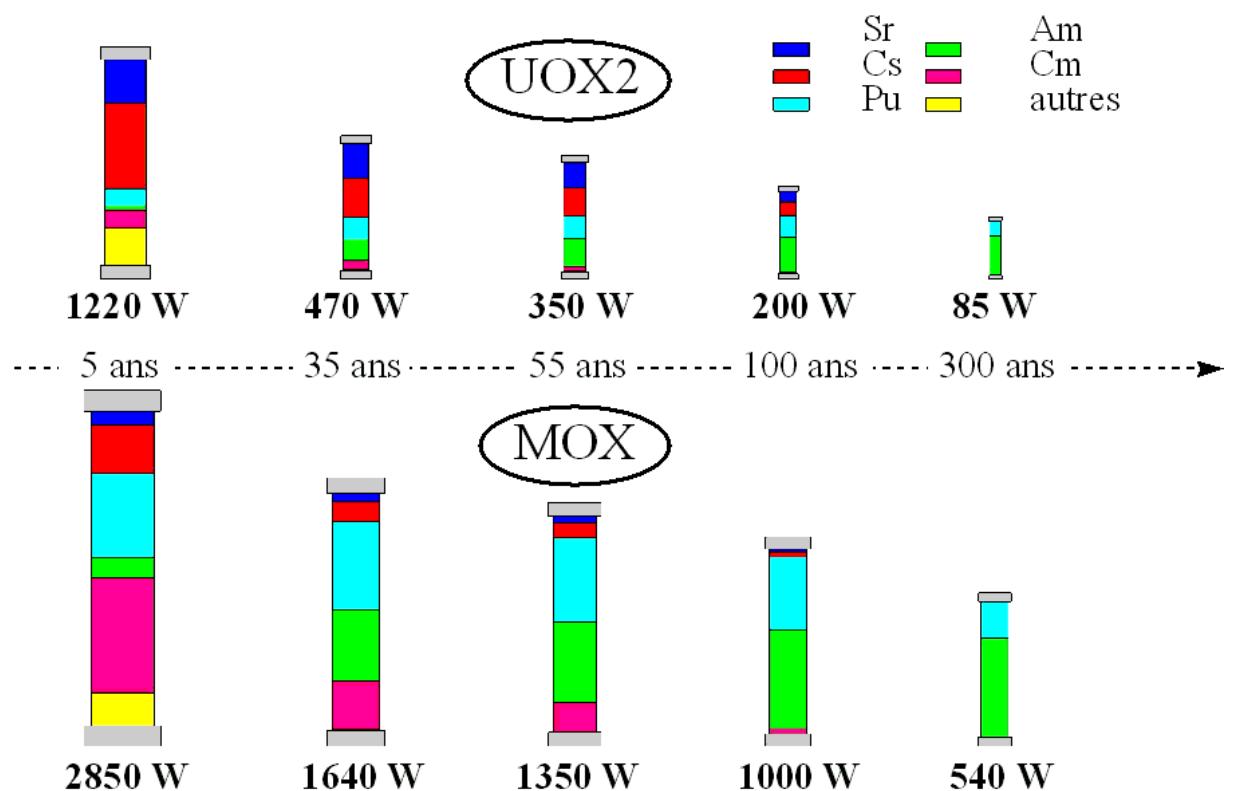


Figure A1-IX : évolution en fonction du temps du dégagement thermique des combustibles usés UOX2 et MOX

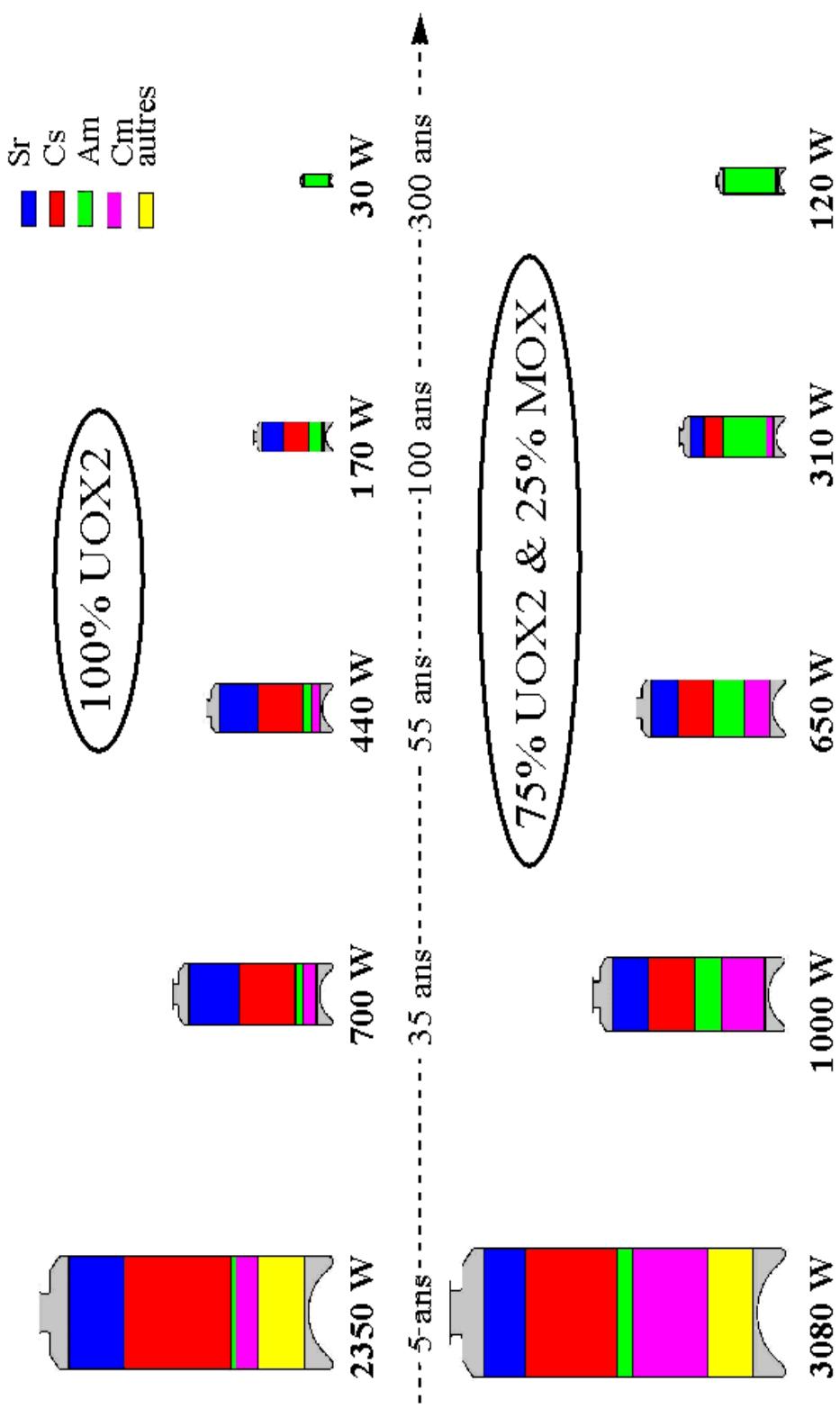


Figure A1-X : évolution en fonction du temps du dégagement thermique du colis de déchets vitrifiés

INVENTAIRE PFVL ET PAVL - COMBUSTIBLE UOX - 45 GW j/t				
RADIONUCLÉIDES	PÉRIODE (Années)	INVENTAIRE (g/tMLi)	LOCALISATION	
			COMBUSTIBLE	STRUCTURES
⁵³ Mn	10 ⁶	4.10 ⁻⁷	10 %	90 %
⁹³ Mo	3500	0,1	59 %	41 %
¹⁴ C	5730	0,16	98 %	2 %
⁴¹ Ca	8.10 ⁴	0,36	100 %	0 %
^{121m} Sn	60	0,5	95 %	5 %
⁹⁴ Nb	2.10 ⁴	1,9	5 %	95 %
³⁶ Cl	3.10 ⁵	2,4	91 %	9 %
⁷⁹ Se	6,5.10 ⁴	6,2	100 %	0 %
⁶³ Ni	100	9,5	5 %	95 %
¹⁵¹ Sm	90	18	100 %	0 %
¹²⁶ Sn	1.10 ⁵	30	100 %	0 %
⁵⁹ Ni	7,5.10 ⁴	50	4 %	96 %
¹²⁹ I	1,5.10 ⁷	230	100 %	0 %
¹⁰⁷ Pd	6,5.10 ⁶	320	100 %	0 %
¹³⁵ Cs	2,3.10 ⁶	480	100 %	0 %
⁹³ Zr	1,5.10 ⁶	1000	94 %	6 %
⁹⁹ Tc	2,1.10 ⁵	1100	100 %	0 %

Tableau I : Principales caractéristiques des produits de fission et d'activation à vie longue

Radionucléide	Période (an)	Fd inhalation	Fd ingestion	Fd semi-inf
		(Sv.Bq ⁻¹)	(Sv.Bq ⁻¹)	(Sv.h ⁻¹ /Bq.g ⁻¹)
Se79	6.50E4	2.4E-9	2.3E-9	0.0E0
Sr90+	2.81E1	6.4E-8	3.9E-8	2.1E-14
Zr93	1.53E6	8.6E-8	4.2E-10	0.0E0
Nb93m	1.61E1	7.7E-9	1.2E-10	2.93E-11
Nb94	2.03E4	9.0E-8	1.4E-9	3.6E-7
Mo93	3.50E3	7.6E-9	3.5E-10	1.68E-10
Tc99	2.13E5	2.0E-9	3.4E-10	1.17E-13
Pd107	6.50E6	3.4E-9	3.7E-11	0.0E0
Ag108m+	1.27E2	5.5E-8	2.04E-9	4.02E-7
Sn116+	1.00E5	2.5E-8	5.5E-9	4.66E-7
I129	1.57E7	4.7E-8	7.4E-8	1.77E-9
Cs135	2.30E6	1.2E-9	1.9E-9	0.0E0
Cs137+	3.00E1	8.7E-9	1.4E-8	1.27E-7
Sm151	9.00E1	7.6E-9	9.1E-11	2.10E-13
Eu150	3.42E1	1.63E-10	4.04E-10	3.28E-7
Eu152	1.35E1	5.9E-8	1.6E-9	2.6E-7
Pb210+	2.22E1	3.4E-6	1.36E-6	2.67E-10
Ra226+	1.60E3	2.1E-6	3.05E-7	4.00E-7
Ra228+	5.75E0	1.24E-6	3.4E-7	2.13E-7
Ac227+	2.17E1	4.5E-4	3.9E-6	8.4E-8
Th228+	1.91E0	8.3E-5	2.00E-7	3.7E-7
Th229+	7.34E3	5.7E-4	1.05E-6	6.85E-8
Th230	7.70E4	8.6E-5	1.45E-7	8.21E-11
Th232	1.4E10	4.4E-4	7.4E-7	4.2E-11
Pa231	3.28E4	3.4E-4	2.89E-6	7.89E-9
U232	7.20E1	1.8E-4	3.44E-7	5.96E-11
U233	1.58E5	3.6E-5	7.2E-8	7.28E-11
U234	2.45E5	3.6E-5	7.2E-8	3.8E-11
U235+	7.00E8	3.3E-5	6.8E-8	3.51E-8
U236	2.34E7	3.4E-5	6.7E-8	2.63E-11
U238+	4.50E9	3.2E-5	6.7E-8	4.82E-9
Np237+	2.14E6	1.3E-4	1.06E-6	4.76E-8
Pu236	2.85E0	4.3E-5	3.93E-7	4.64E-9
Pu238	8.8E1	1.2E-4	1.00E-6	2.58E-11
Pu239+	2.4E4	1.4E-4	1.16E-6	1.87E-11
Pu240	6.54E3	1.4E-4	1.16E-6	2.54E-11
Pu241+	1.47E1	2.78E-6	2.36E-8	3.73E-9
Pu242	3.76E5	1.3E-4	1.1E-6	2.14E-11
Pu244+	8.26E7	1.28E-4	1.08E-6	7.4E-8
Am241	4.32E2	1.4E-4	1.2E-6	3.73E-9
Am242m+	1.52E2	1.39E-4	1.14E-6	3.5E-9
Am243+	7.38E3	1.41E-4	1.19E-6	2.69E-8
Cm242	4.5E-1	4.66E-6	3.54E-8	3.08E-11
Cm243	2.85E1	9.42E-5	7.86E-7	2.69E-8
Cm244	1.8E1	7.42E-5	6.00E-7	2.8E-11
Cm245	8.50E3	1.46E-4	1.20E-6	1.79E-8
Cm246	4.73E3	1.44E-4	1.19E-6	2.46E-11
Cm247+	1.56E7	1.34E-4	1.11E-6	7.41E-8
Cm248	3.39E5	5.21E-4	4.40E-6	1.88E-11

+ indique que le facteur de dose prend en compte le(s) descendant(s) de période(s) courte(s).

Tableau II : Facteurs de dose en Sv/Bq associés à l'ingestion ou l'inhalation de certains RN

Radionucléide ou élément	Mobilité	
	<i>Conditions réductrices</i>	<i>conditions oxydantes</i>
¹⁴ C		++
³⁶ Cl		++
Ni		+
⁷⁹ Se		?
⁹³ Zr		--
⁹⁴ Nb		?
⁹⁹ Tc	--	++
¹⁰⁷ Pd		+
¹²⁶ Sn		?
¹²⁹ I		++
¹³⁵ Cs		++
U	--	+
Np	--	+
Pu	-	--
Am		-
Cm		-

Tableau III : Mobilité relative de certains RN selon les conditions REDOX

Annexe 2 : Cadre historique et réglementaire

Annexe 2.1 - Bref historique sur les déchets radioactifs

La question des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue ne peut être disjointe du contexte plus général du développement de la recherche nucléaire et de la production d'énergie électronucléaire. Les grandes orientations dans ce domaine déterminent en effet les approches possibles de la gestion des déchets, notamment en matière de quantité et de flux à venir. A ce stade, la connaissance de la nature des déchets et un ordre de grandeur des quantités concernées, sont les principales données utiles pour le processus de recherche.

Depuis 1948, date de naissance de l'énergie nucléaire en France, le CEA, EDF et les autres acteurs du nucléaire ont développé en parallèle les recherches relatives non seulement aux réacteurs nucléaires, mais aussi au cycle du combustible nucléaire et à la gestion des déchets associés à ce cycle. Par ailleurs, la réflexion sur la destination ultime des déchets à haute activité et à vie longue a été lancée dès les années 60. Si aucune solution concrète n'a pu être mise en œuvre, les recherches menées, tant en France qu'à l'étranger, ont permis l'élaboration en France d'une doctrine de sûreté en vue de la conception de stockages en formations géologiques profondes, qui sera résumée plus loin.

Le choix des filières de réacteurs a été dominé, outre par les considérations économiques, par les contraintes de disponibilité des matières premières fissiles et plus généralement par les options de gestion du cycle du combustible. Après une brève utilisation de la filière graphite-gaz justifiée par sa capacité à utiliser de l'uranium naturel et à produire le plutonium de qualité militaire, la disponibilité d'uranium enrichi, grâce à la mise en service de l'usine de Pierrelatte en 1963, a ouvert la porte à la filière des réacteurs à eau sous pression (REP). Cette filière, adoptée dès 1970, a été développée en réponse à la crise de l'énergie due au choc pétrolier de 1973. Mais ce développement s'accompagnait d'une inquiétude : il avait été noté dès les années 1950, qu'un développement mondial rapide de l'énergie nucléaire pourrait conduire à une pénurie d'uranium, car les filières à uranium naturel ou faiblement enrichi n'utilisent qu'une faible part de l'énergie contenue potentiellement dans l'uranium naturel.

De ce constat ont découlé les options suivantes :

- Pour mieux valoriser la ressource uranium, en utilisant le plutonium, la France a développé dans le cadre d'un partenariat européen la filière des réacteurs à neutrons rapides (RNR), réalisant des réacteurs de taille croissante jusqu'au réacteur SUPERPHENIX, surgénérateur de plutonium de taille industrielle. Toutefois, le coût et la disponibilité de l'uranium minier n'ont pas conduit à justifier économiquement le déploiement de cette filière.
- En dehors des RNR, le plutonium a trouvé une utilisation énergétique dans les combustibles MOX (oxydes d'uranium et de plutonium), utilisés dans une partie du parc nucléaire à eau sous pression. Le recours actuel à ces combustibles conduit à une meilleure utilisation de l'uranium naturel, mais ne permet pas de stabiliser l'inventaire de plutonium, qui continue d'augmenter, quoiqu'à un rythme moindre que dans le cas d'un cycle ouvert du combustible avec stockage direct ou entreposage.

- Dans cette logique de valorisation du plutonium, le retraitement des combustibles irradiés a été étudié très tôt et mis en œuvre au début des années soixante. Cette opération sépare le plutonium d'une part, l'uranium résiduel (encore légèrement enrichi) d'autre part, et enfin les autres composés, actinides mineurs et produits de fission. Le procédé de retraitement, mis au point par le CEA et COGEMA, va jusqu'au conditionnement des produits issus du retraitement, notamment celui des déchets à haute activité dans des matrices vitreuses, assurant la sûreté de leur entreposage, et permettant celle de leur entreposage de longue durée ou de leur stockage en formation géologique profonde.

La politique actuelle d'EDF concernant le plutonium consiste aujourd'hui à ne retraiter les assemblages UOX qu'en fonction des besoins de plutonium pour la fabrication du MOX, afin d'éviter la création d'un stock séparé. La date à laquelle pourrait être réalisé le traitement des combustibles MOX irradiés, dont le plutonium est de moins bonne qualité isotopique, n'est pas à ce jour programmée dans un avenir proche. Grâce à l'étude et au développement de nouveaux combustibles pour le multirecyclage du plutonium en REP, CORAIL et APA, la perspective est ouverte de la maîtrise de l'inventaire en plutonium dans ce parc électrogène, en le consommant en quantité équivalente à celle produite. Il est à noter aussi qu'une fraction de l'uranium de retraitement est réenrichi et recyclé sous forme de combustible URE (actuellement non retraité). La production électronucléaire actuelle conduit donc, d'une part à gérer, et entreposer sur une certaine durée, des combustibles usés UOX ou MOX et, d'autre part à produire des déchets ultimes conditionnés lors des opérations de retraitement, les verres et les déchets technologiques et de procédés.

Il est apparu, dès les années 70, que le développement d'une filière nucléaire totalement exempte de déchets était utopique et que différentes formes de stockage des déchets ultimes seraient nécessaires. Le stockage des déchets à haute activité et à vie longue a été envisagé dans des sites souterrains, en utilisant les propriétés de confinement de certaines roches. Les premières recherches sur ce sujet ont été lancées au CEA en 1974; l'Agence nationale pour les déchets radioactifs (Andra) a été créée au sein de cet organisme en 1979. Entre 1981 et 1984, les travaux de trois commissions successives présidées par le Professeur CASTAING aboutissaient à la recommandation d'étudier le stockage en formations géologiques profondes, en incluant la construction de laboratoires souterrains de recherche.

Les travaux de reconnaissance géologique entrepris par l'Andra ayant suscité des réactions hostiles dans plusieurs régions, le gouvernement a suspendu en février 1990 les travaux sur le terrain et demandé à l'Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques de se saisir de la question. Dans ce cadre, le rapport du député Bataille allait apporter des propositions novatrices sur le plan de la démocratisation, de l'information et du contrôle de la recherche par le pouvoir législatif. Le rapport Bataille ainsi que les propositions plus techniques des commissions CASTAING et GOGUEL, conduisirent le gouvernement à proposer au Parlement le vote de la loi du 30 décembre 1991 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue. Cette loi est un jalon très important dans l'histoire des recherches dans ce domaine.

Annexe 2.2 : La doctrine actuelle de sûreté : la règle fondamentale de sûreté RFS III.2.f et la question de la réversibilité du stockage

A.2.2.1 - La règle fondamentale de sûreté RFS III.2.f

Le stockage en formation géologique profonde a fait l'objet depuis de nombreuses années de réflexions nourries pour préciser les attentes vis-à-vis de ce mode de gestion et les principes qui devaient régir son étude. Plusieurs commissions ont travaillé en France au fil des années soixante-dix et quatre-vingt pour définir un corpus théorique sur le sujet. Une synthèse de ces travaux peut être trouvée dans la règle fondamentale de sûreté (RFS III.2.f) émise en 1991 par l'Autorité de sûreté nucléaire. Sans constituer une donnée réglementaire stricto sensu, cette RFS fournit un cadre qui précise les attentes vis-à-vis du stockage, les principes de conception, les critères de sélection de milieux géologiques propices et les modalités d'étude.

La RFS énonce tout d'abord les objectifs fondamentaux qui doivent guider les travaux sur le stockage :

- protection des personnes et de l'environnement contre les atteintes éventuelles liées aux déchets radioactifs ;
- limitation à un niveau aussi faible que raisonnablement possible de l'impact radiologique éventuel.

La RFS précise que le stockage doit être constitué par une architecture multibarrière permettant de ne pas faire reposer la sûreté du stockage sur une barrière unique, dont la défaillance pourrait à elle seule compromettre l'atteinte de ces objectifs. Trois barrières principales sont identifiées :

- le colis de déchets en tant que tel (avec les protections complémentaires qu'il peut comporter) ;
- la barrière ouvragée, à savoir les matériaux utilisés pour rétablir autant que possible l'étanchéité du milieu ou éviter des tassements préjudiciables au milieu géologique ;
- enfin, le milieu géologique lui-même qui offre la possibilité de confiner les radioéléments contenus dans les colis de déchets.

La RFS indique que les études doivent être conduites en regard d'un site donné, car les propriétés de ce dernier sont très importantes pour l'appréciation de la faisabilité. La règle énonce en conséquence quelques grandes attentes en la matière :

- la stabilité géodynamique du site (zone stable, absence d'aléas sismiques notables, de zones perturbées, perspectives de stabilité à long terme) ;
- une hydrogéologie propice avec des circulations d'eau faibles au sein de la formation géologique étudiée et autour de cette dernière ;
- des propriétés mécaniques et thermiques permettant la construction d'alvéoles de stockage ;
- des caractéristiques géochimiques des roches permettant notamment d'assurer le bon confinement et la stabilité des propriétés de la roche dans le temps ;
- une profondeur suffisante pour mettre le site à l'abri d'événements de surface liés, par exemple, à des modifications climatiques ;
- l'absence de ressources souterraines à proximité du site étudié.

Concernant les colis de déchets, la RFS indique que ces derniers doivent présenter un conditionnement des déchets sous une forme non dispersable et qu'une connaissance fine du comportement des différents colis devra être acquise.

Concernant la barrière ouvragée, la RFS précise son rôle comme étant de restaurer les propriétés du milieu naturel qui auraient été endommagées, par exemple par le creusement d'alvéoles, mais aussi de protéger les colis et de contrôler leur environnement.

La RFS énonce également les modes d'étude et d'évaluation du stockage. Il s'agit tout d'abord dans le cadre des recherches de justifier le caractère favorable du comportement des différentes barrières. Par ailleurs, une évaluation du comportement de chaque élément du système est demandée. Enfin, une analyse de l'impact des perturbations par rapport à un fonctionnement normal (au sens de prévisible en l'absence de perturbation) est demandée.

Pour l'approche de sûreté globale, la RFS recommande de conduire des études sur le comportement d'un éventuel stockage sur le très long terme en distinguant deux périodes :

- avant dix mille ans, période pour laquelle les performances de chaque élément devront être démontrées ;
- après dix mille ans, période pour laquelle, compte tenu des incertitudes plus fortes, des estimations majorantes (avec des valeurs pessimistes) pourront être proposées.

La RFS précise enfin que l'étude du stockage devra se faire sur la base :

- d'une part, des scénarios dits d'évolution normale, correspondant à un fonctionnement du stockage sans perturbation extérieure ;
- d'autre part, des scénarios altérés correspondant soit à des perturbations naturelles (événements climatiques), soit humaines (intrusions dans le stockage).

Pour les scénarios d'évolution normale, la RFS note que l'éventuel impact radiologique ne devra pas dépasser 0,25 mSv/an, soit un quart de la dose autorisée pour le public par la réglementation. En tout état de cause, l'objectif est de rendre cette valeur aussi faible que raisonnablement possible.

Pour conclure, la RFS insiste sur l'importance de la modélisation dans le processus et sur la nécessité d'apprécier de manière fine l'influence de chaque paramètre sur le comportement d'ensemble du stockage.

Telles sont les indications données par la RFS III.2.f qui résument la philosophie générale des études liées à la faisabilité d'un éventuel stockage.

A.2.2.1 - La question de la réversibilité

Depuis les réflexions ayant conduit à la RFS, la question de la réversibilité du stockage a reçu une attention toute particulière. La réversibilité apparaît étroitement reliée à la mise en œuvre du principe de précaution. Ce dernier stipule une nécessité d'action dès lors qu'une activité est susceptible de causer un dommage grave et irréversible, et ce même en l'absence de certitudes scientifiques quant au risque réel. Ainsi, la préservation de la réversibilité et le développement des moyens nécessaires renvoient à une conduite « prudente » pour l'action en univers incertain.

En matière d'approche de la réversibilité, de même que pour le principe de précaution, une gradation existe. En effet, il est en général précisé que l'application du principe de précaution est elle-même subordonnée à l'application du principe de proportionnalité entre le risque éventuel et les moyens affectés pour prévenir ce risque. Cette idée peut également s'appliquer à la réversibilité. Comme il est délicat de définir ce qu'est la réversibilité « absolue », il est nécessaire d'envisager des degrés de réversibilité.

La préoccupation générale de réversibilité est apparue précocement dans le travail sur la gestion des déchets radioactifs. La loi du 30 décembre 1991 fait mention explicite de l'étude de stockage réversible ou irréversible, ouvrant ainsi le champ de travail sur le sujet.

Cela a contribué, depuis le début des années quatre-vingt-dix, à une multiplication des études sur le sujet. En témoigne la réflexion au plan international où la notion de réversibilité a acquis une place éminente¹. Dans le cas français, la mention de la réversibilité dans la loi a orienté les études et permis de définir des pistes de recherche. Par ailleurs, la question a fait l'objet au fil des années de prises de positions importantes au plan national. En juin 1998, la Commission nationale d'évaluation (CNE), remettait, à la demande du gouvernement, un rapport sur la réversibilité. En décembre 1998, le gouvernement rendait publique une déclaration qui rappelait avec force que les recherches en matière de gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue devaient s'inscrire dans une logique de réversibilité.

Dans le cadre général donné par le principe de précaution, on peut esquisser quelques raisons plaident pour la réversibilité dans le cas des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue vis-à-vis du stockage :

- tout d'abord, les études sur le stockage conduisent à considérer de très longues périodes de temps. Cela induit inévitablement des incertitudes et rend les recherches complexes. Dans ces conditions, un principe de modestie s'impose pour prendre en compte les aléas et les limites de la connaissance scientifique ;
- corollaire du point précédent, le travail d'acquisition de la conviction peut demander du temps. Il est indubitablement conforté par des observations sur des périodes longues et par un approfondissement de la compréhension des phénomènes ;
- les générations suivantes peuvent vouloir diversifier les solutions de gestion ou, dans l'absolu, en mettre en œuvre de nouvelles qui apparaîtront alors plus pertinentes ;
- les options à retenir dans le domaine des déchets radioactifs doivent pouvoir être évolutives, faire l'objet de négociations, bref s'insérer dans un processus flexible et négociable...

On voit que la réversibilité renvoie à la fois à des enjeux techniques (prise en compte de limites scientifiques éventuelles) et à des exigences de caractère plus général liées à des choix sociaux sur le mode de gestion des déchets. La réflexion doit s'efforcer d'apporter des éléments pour envisager ces deux volets.

Jusqu'aux années quatre-vingt, les études ont retenu un cadre relativement limitatif pour la réversibilité. Il s'agissait dans le vocabulaire anglo-saxon de « retrievability », c'est-à-dire simplement de la capacité à reprendre des déchets après leur mise en stockage et la fermeture de ce dernier. L'ensemble des experts s'accordait pour dire que cette reprise des déchets était possible.

Les travaux internationaux ont depuis lors manifesté une évolution significative. La réversibilité est devenue un aspect très important devant s'inscrire au cœur des processus de recherche et de conception. De ce point de vue, les réflexions menées en France ont très tôt pris en compte ces aspects.

¹ On verra à ce propos les rapports ou documents produits par l'Agence de l'Energie Nucléaire de l'OCDE. Dans le même ordre d'idées, on notera dans le cadre de travaux soutenus par l'Union Européenne une action concertée entre plusieurs organismes nationaux sur ce thème pour comparer les approches et les degrés de réversibilité dans l'étude du stockage.

Assurer la réversibilité supposera au fil du temps une présence humaine, un entretien, des actions correctives... L'étude du volet technique de la durée de réversibilité nécessite des études sur les matériaux, sur les colis de déchets, sur les conteneurs, sur les dispositions de construction d'un éventuel stockage. La réversibilité implique alors à la fois de bien comprendre scientifiquement et techniquement l'évolution d'un stockage et de décrire les moyens d'action dont on dispose, ou dont il faudra disposer, pour conserver les possibilités de choix : maintenance des ouvrages, surveillance du stockage et de l'environnement, possibilité de retirer les colis et aussi possibilité d'évolution de conception avec identification des recherches associées et maîtrise des implications réglementaires et financières.

Une telle approche permet de répondre à l'exigence d'un processus piloté avec souplesse et par étape. Il est ainsi concevable qu'à mesure que des données sont acquises ou des certitudes renforcées, on puisse envisager, en pleine connaissance de cause, de passer à une phase de réversibilité moindre, à la condition que soient bien connus les éléments qui motivent ce passage, les moyens qui permettront, le cas échéant, de revenir à l'étape antérieure, ainsi que les conditions de ce retour.

Cela suppose un effort important au niveau des programmes de recherches en termes de :

- compréhension du comportement d'un stockage au fil du temps ;
- comportement des différents matériaux et composants ;
- définition de concepts et d'architectures adaptés ;
- disponibilité des outils technologiques ;
- programme de surveillance et de contrôle.

De plus, comme l'a noté la Commission nationale d'évaluation (CNE), les enjeux en matière de réversibilité peuvent se présenter différemment selon le type de déchets, par exemple en fonction des perspectives de traitement différé de ces derniers. De ce point de vue, la CNE établit une distinction entre les déchets B ne contenant pas de matière valorisable ou susceptible d'un traitement et les déchets C ou les combustibles usés justiciables de traitements complémentaires éventuels.

La réversibilité se place au cœur des réflexions sur l'étude du stockage en formation géologique profonde. L'exigence de réversibilité complète ainsi les orientations de la RFS. L'ambition de la réversibilité est de fournir les outils pour doter les prochaines générations de moyens de pilotage scientifique et technique assurant une flexibilité optimale et permettant une négociation sur les choix en matière de gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue.

Annexe 3 : Le rôle et les études de l'IRSN

L'IRSN doit disposer des compétences nécessaires afin de réaliser l'expertise technique indépendante en matière de sûreté de la gestion des déchets radioactifs de haute activité et à vie longue. De ce point de vue, les travaux de recherches menés par l'IRSN ne relèvent pas de la coordination d'ensemble des recherches menées sous l'égide des pilotes des trois axes de la loi.

Les travaux de recherche de l'IRSN en matière de sûreté du stockage géologique des déchets (axe 2) portent d'abord sur la connaissance du milieu géologique et des barrières ouvragées. Elles sont centrées sur la compréhension des transferts d'eau et de substances radioactives à travers les barrières et les formations argileuses, en s'appuyant aussi bien sur l'expérimentation *in situ* et en laboratoire que sur la modélisation. Le but est de répondre aux questions scientifiques et techniques qui se posent dans le cadre de l'expertise des dossiers qui sont confiés à l'Institut, voire d'identifier des questions nouvelles qui ne surgissent que dans une dynamique de recherche propre. Elles portent ensuite sur la modélisation des ouvrages et du comportement d'ensemble d'un stockage géologique, notamment selon diverses situations d'évolution plausibles de ce dernier. Des exercices sont réalisés en partenariat avec des organismes de recherche ou dans un cadre international (collaboration bilatérale entre l'IRSN et GRS ou programmes européens). Des méthodes de traitement de la biosphère sont développées. Enfin un poids particulier est donné aux méthodes d'évaluation des risques et à l'élaboration d'un cadre réglementaire à l'analyse de sûreté d'un stockage géologique.

Outre les contrats européens ou ceux canalisés à travers l'AEN/OCDE, les travaux scientifiques menés par l'IRSN font l'objet de nombreuses collaborations bilatérales, en France (BRGM, CEA, CGG, COREIS, CREGU, CRPG, Ecoles des Mines de Paris, Ecole Polytechnique, ENSCP, ENSG, GEOTER, IFP, IPGP, SIMECSOL, Universités Paris-Sud Orsay, Montpellier II, Paris VI, Paris VII,...) et en Europe (CEN-SCK, Université de Berne, Université de Heidelberg, GRS, NAGRA, ENRESA,...).

Le rôle de l'IRSN pour l'axe 3 consiste à participer à l'élaboration d'une doctrine sur la sûreté des entreposages en rassemblant les connaissances existantes sur le vieillissement des colis et des structures et les méthodes de déstockage.

L'IRSN mène des travaux en radioprotection qui participent à l'amélioration des connaissances utiles à l'évaluation du risque sanitaire associé aux substances radioactives.

1. Les expérimentations et la modélisation des mécanismes importants pour la sûreté d'un stockage géologique

1.1. *La géosphère*

Les milieux granitiques ont fait l'objet de nombreuses études, en particulier à STRIPA et ÄSPÖ en Suède et dans les laboratoires d'études méthodologiques et instrumentales - LEMI - d'Auriat et Fanay-Augères en France. Ces milieux se caractérisent par une conductivité hydraulique par fractures et des effets d'échelle sont à prendre en compte dans leur conceptualisation, notamment en ce qui concerne l'hydrogéologie. Par ailleurs, les expériences réalisées par l'IRSN dans la mine de Fanay-Augères ont montré que les fissures ouvertes par l'effet d'un chauffage ne se refermaient pas. L'IRSN a également participé au programme international DECOVALEX I (DEveloppement de modèles COuplés et leur VALidation par des EXPérimentations) dédié aux effets des couplages THM (Thermique, Hydraulique et Mécanique) sur la circulation de l'eau en milieu granitique. Les résultats ont montré un bon accord entre les calculs de thermique et de mécanique et l'expérience.

De 1995 à 1999, l'IRSN a participé au programme DECOVALEX II relatif à la validation des modèles couplés hydromécaniques. Il s'agissait, en partenariat avec 14 équipes de chercheurs de 7 pays, de réaliser des inter-comparaisons (benchmark tests) de modèles et de codes de calculs sur deux cas particuliers. Le premier traitait des effets hydromécaniques d'essais de pompage réalisés par Nirex à Sellafield en Grande Bretagne. Le deuxième consistait à interpréter les résultats d'une expérience de chauffage réalisée par JNC (Japan Nuclear Corporation) dans la mine de Kamaishi au Japon. Ce travail, mené conjointement avec l'Ecole des Mines de Paris, a permis à l'IRSN de construire, calibrer et appliquer un modèle décrivant le comportement hydraulique d'un réseau de fractures (code FRACAS). La comparaison des résultats obtenus par l'ensemble des équipes de recherche montre un accord qualitatif satisfaisant entre prédictions et données expérimentales pour ce qui est de la mécanique mais une grande disparité pour l'hydraulique, due à la différence des approches ainsi qu'à l'incertitude sur les paramètres utilisés.

Dans le programme DECOVALEX III (2000-2003) focalisé sur les problèmes de THM en champ proche par la prise en compte de la barrière ouvragée et de son interaction avec la roche hôte, l'IRSN modélise l'expérience FEBEX dans le site de Grimsel en Suisse et participe d'autre part à un « benchmark test » sur un modèle générique de stockage en milieu fracturé. Les deux études nécessitent des développements nouveaux dans les codes de calculs actuels (VIPLEF, CHEF et HYDREF de l'Ecole des Mines de Paris) pour la prise en compte de la désaturation et de la resaturation de la barrière ouvragée. Du point de vue physique, la difficulté réside dans l'élaboration de lois rhéologiques traduisant le comportement plastique ou non linéaire des barrières argileuses. L'importante base de données expérimentales mise à disposition par ENRESA, aussi bien à l'échelle de l'échantillon au laboratoire qu'à celle du massif, permet de valider les nouveaux modèles THM en champ proche. Par ailleurs, le « benchmark test », cofinancé par la Commission européenne à travers le programme BENCHPAR, permet d'étudier l'importance des processus de couplage THM en champ proche pour la sûreté d'un stockage profond. Plusieurs configurations de calcul sont actuellement en cours avec les différents couplages binaires afin d'analyser leurs effets sur les paramètres clés en champ proche, comme la température, la perméabilité, les contraintes maximales ou le temps de resaturation de la barrière ouvragée.

Les milieux argileux ont fait l'objet de la plus grande partie des travaux de recherche.

Dans le domaine de la chimie des eaux, le modèle disponible à l'IRSN qui permet de calculer a priori la composition d'une eau en équilibre avec la roche hôte à partir d'un ensemble de paramètres simples (minéralogie de la roche, température, concentrations de certains anions « libres ») a pu être testé de façon satisfaisante sur l'ensemble des eaux argileuses qui intéressent le domaine du stockage de déchets radioactifs en Europe. Il permet aussi de prévoir l'évolution d'un système eau-roche soumis à une perturbation externe. D'un autre côté le comportement de la matière organique confinée dans une roche argileuse, sa contribution aux interactions eau-roche et sa réorganisation sous l'effet d'un stress thermique font l'objet d'un programme particulier.

Les études *in situ* sur les roches argileuses ont été initiées par l'IRSN en 1988 à partir du tunnel ferroviaire de **Tournemire** (Aveyron) qui traverse une formation d'argilites et de marnes d'âge Jurassique, fortement consolidées et pauvres en eau. Propriétaire du tunnel depuis 1992, l'IRSN y a installé une station expérimentale et développé un projet de recherche destiné à comprendre comment l'eau, le vecteur potentiel de migration des éléments dangereux dans un stockage, se déplace et transporte les espèces dissoutes dans un massif constitué de roches argileuses indurées. Le programme comprend la caractérisation de la structure du massif, l'étude du comportement de la roche lorsqu'on y creuse un ouvrage et l'investigation des déplacements de l'eau du site à travers les interstices de la roche à différentes échelles : micropores de la matrice, petites fractures anciennes ou provoquées par des travaux, grandes failles naturelles. L'objectif principal du projet est d'élucider les aspects génériques, c'est-à-dire transposables à d'autres sites, du fonctionnement d'un milieu argileux et de valider les méthodes d'étude associées. N'ayant pas vocation à être utilisé comme installation

industrielle, la station de Tournemire se prête à des explorations invasives, qui peuvent même perturber son fonctionnement, puisque l'objectif des recherches qui y sont menées est purement cognitif. La caractérisation de site qui y est menée est un outil d'investigation et non une fin en soi.

L'exploration du massif a été réalisée à plusieurs échelles. Une **étude structurale du site**, ainsi que l'analyse de la morphologie du réseau de fractures créées dans le milieu par l'évolution tectonique du massif, a été effectuée au moyen de méthodes géophysiques, dont les performances dans ce type de milieu ont été évaluées. Une étude hydrogéologique régionale, en particulier sur l'aquifère karstique sus-jacent de la couche argileuse a permis d'évaluer les conditions aux limites pour les écoulements d'eau à l'échelle locale.

A partir du tunnel, une série de forages verticaux à travers toute la couche argileuse, et de forages rayonnants pour une exploration dans toutes les directions, a permis de recueillir une information structurale locale précieuse et **de caractériser la variabilité de la roche** du point de vue minéralogique, physique, mécanique et hydraulique. On trouve une série de marnes et d'argilites fortement indurées, de faible teneur en eau (3 - 5 %) et très faible perméabilité (10^{-15} à 10^{-13} m/s), de caractéristiques proches de celles du bassin parisien où l'ANDRA implante son laboratoire souterrain de recherche. Dans une telle matrice rocheuse le transport de l'eau et des éléments est diffusif et extrêmement lent. On pourrait calculer qu'il faudrait 20 000 ans pour un déplacement d'un mètre. Le transport de l'eau a dû être caractérisé à l'échelle du massif par l'analyse des isotopes stables et éléments conservés (Cl) présents dans l'eau, qui permettent de retrouver les circulations de l'eau au cours de l'histoire géologique.

Mais ce transport au sein de la matrice peut être modifié par **l'existence de discontinuités**. Effectivement, des fissures et fractures de différentes origines ont été identifiées à différentes échelles et sont systématiquement étudiées depuis plusieurs années. En 1995 deux galeries perpendiculaires ont été creusées transversalement à partir du tunnel, l'une d'elles traversant une zone de fractures d'origine tectonique avec des remplissages de calcite, indice une circulation d'eau dans le passé. A partir de cette galerie, un forage horizontal a traversé une seconde zone de fractures une quarantaine de mètres plus loin. Contrairement à ce qui se passe dans une argile plastique qui auto-cicatrice rapidement, une argilite indurée peut donc conserver sa fracturation à l'échelle de plusieurs millions d'années. D'autre part, des zones de discontinuités (fractures, géodes) productrices d'eau avec un débit appréciable ont été recoupées par d'autres forages et sont en cours d'étude tant du point de vue hydrogéologique que du point de vue géochimique.

D'autres types de fractures, d'origine anthropique, ont été découverts grâce au creusement des galeries. Un premier type, parallèle à la stratigraphie, est lié aux variations de l'hygrométrie de la galerie et tant sa propagation que son mouvement d'ouverture et de fermeture ont été décrits et modélisés. Un second type trouve son origine dans le relâchement des contraintes dû au creusement ; la zone concernée (EDZ) pour le tunnel, visible dans les galeries transversales, s'étend sur un à deux mètres, surtout dans la galerie située dans la roche « saine » où la contrainte originelle est la plus forte. Enfin, à une toute autre échelle, des microfissures sont observées au microscope sur les carottes prélevées. La caractérisation de l'argilite se poursuit donc autant sur la roche « saine » que sur la roche fracturée, à partir de mesures *in situ* et sur échantillons dont les résultats sont interprétés et modélisés lorsque cela est possible. Du point de vue mécanique, le comportement instantané de l'argilite saine est caractérisé par de fortes déformations plastiques anisotropes, l'étude sur le comportement différé et les couplages se poursuit.

Les études hydrogéologiques et géochimiques sont fortement liées. Une description détaillée de la minéralogie et de la géochimie de l'argilite et des remplissages de fracture a permis de construire des hypothèses sur **les circulations passées et présentes de fluides** qui sont actuellement en cours vérification. L'analyse systématique des quelques échantillons d'eaux disponibles, la caractérisation des propriétés de surface de la roche et la modélisation des compositions chimiques permet actuellement de caractériser l'état d'équilibre chimique eau-roche et de comprendre certaines perturbations (oxydation dans l'EDZ par exemple). Les relations entre les différents fluides du massif

sont recherchées en particulier à partir d'analyses isotopiques et les méthodes d'acquisition de données in situ et en laboratoire adaptées au milieu étudié sont affinées. Le développement ou l'adaptation de méthodes de mesure hydrogéologiques (perméabilité in situ, potentiel hydraulique, traçage artificiel...) complétera ce champ d'étude.

La réalisation des travaux de recherche à Tournemire a donné lieu également à des **innovations technologiques**, en particulier dans les techniques de forage. Depuis 1994, tous les forages sont réalisés à l'air sec, avec un système de dépoussiérage mis au point avec la société COREIS. Jusqu'à présent, ce type de méthode a permis d'atteindre 153 m en vertical et 300 m en subhorizontal. Le surcarottage avec guidage a aussi été utilisé avec succès.

L'ensemble des résultats obtenus jusqu'en 1999 a été rassemblé dans un rapport de synthèse édité en avril 2001. Depuis, l'essentiel des efforts a été concentré sur l'intégration des diverses disciplines dans un programme cohérent d'explication du rôle des fractures dans le transfert des fluides ainsi que sur la détection non intrusive de ces discontinuités.

Les limites de la sismique 3D de haute résolution ont été recherchées en poussant cette méthode à l'extrême de ce qui est possible avec les techniques de mise en œuvre, d'exploitation et d'interprétation des résultats actuellement connues.

Fréquemment, les failles avec déplacement horizontal prédominant (failles décrochantes) ne sont pas identifiées par les méthodes classiques de sismique réflexion 2D ou 3D car le décalage vertical des couches n'est pas suffisant pour faire ressortir la rupture des niveaux de réflexion. La station expérimentale de Tournemire présente ce type de failles secondaires décrochantes. La connaissance de cette fracturation a motivé le lancement d'un programme en 2001 destiné à tester la capacité de la sismique 3D haute-résolution (HR) à détecter ou non les discontinuités en question à partir de la surface.

L'application de la sismique 3D haute-résolution à l'identification des failles à faible décalage vertical et des zones fracturées d'échelle hectométrique, à des profondeurs situées entre 200 et 700 mètres, a nécessité une adaptation des méthodes classiques, notamment une plus grande densité des points d'enregistrement et d'émission acoustique, ainsi que l'adaptation des fréquences optimales (haute résolution). Le dispositif d'acquisition a été mis en place sur une surface de 950 m de long et 650 m de large. Plus de 5500 géophones ont été installés selon des lignes d'enregistrement équidistantes de 50 mètres. L'émission acoustique (vibration) s'est réalisée selon le même type de quadrillage, avec des « tirs » tous les 10 mètres (2000 points d'émission). A ce dispositif s'ajoutait, une ligne de 6 géophones localisée dans les galeries, à 250 mètres de la surface, afin de mesurer les trajets directs. Ce dispositif était relié à une centrale d'acquisition de surface via un système de communication laser. Les conclusions sont attendues en 2003.

Depuis 1997, l'IRSN participe au **projet Mont Terri**, programme international multidisciplinaire de recherche mené dans une roche argileuse rigide et très peu perméable, l'argile à Opalinus. Cette formation, accessible au Mont Terri (Jura suisse) à partir d'un tunnel autoroutier, est celle pressentie dans le nord de la Suisse par NAGRA pour le stockage géologique des déchets HAFL. L'ensemble des actions concertées entre différents partenaires, coordonnées par le SGS (Service Géologique Suisse), a pour buts de tester les meilleures techniques de mesure et de recherche, de procéder à une caractérisation poussée de la formation et d'évaluer l'impact de travaux souterrains sur ses caractéristiques naturelles. L'IRSN a contribué à ce programme dans les domaines de la mécanique, de la géochimie et de l'hydrogéologie et acquis un grand nombre de données pour tester ses modèles, en particulier en chimie des eaux.

Du programme actuel, on pourra retenir deux actions dans lesquelles l'IRSN est impliqué fortement. La première concerne la caractérisation des transferts diffusifs dans la roche, à l'aide d'expériences de traçage de longue durée en forages, mettant en œuvre également des traceurs radioactifs, ce qui est permis par les autorités de sûreté suisses mais n'est pas possible à Tournemire. La détermination des

profils élémentaires dans la roche permettra de déterminer les paramètres caractéristiques de leur transfert. La seconde action vise à préciser les comportements hydraulique et mécanique de la roche et leur couplage grâce à une expérience dite de « ventilation » en petite galerie instrumentée : il s'agit là de comprendre le mouvement de l'eau interstitielle induit par la présence d'une galerie, caractériser la zone désaturée si elle existe et mesurer les réactions de la roche à la perturbation. Ce travail est mené dans le cadre du projet européen VE (5^{ème} PCRD) coordonné par ENRESA.

La participation de l'IRSN aux côtés d'exploitants à un tel projet international lui permet de compléter les recherches menées dans la station expérimentale de Tournemire et donc de consolider sa position d'expert dans le domaine de l'analyse de sûreté des laboratoires et stockages souterrains en milieu argileux.

L'IRSN a signé en 2000 une convention avec l'ANDRA l'autorisant à mener son propre programme expérimental dans **le laboratoire souterrain du site Meuse-Haute Marne**, la coordination de la logistique de ces activités avec celles de l'ANDRA étant assurée par un comité technique mixte. Le travail de l'IRSN a consisté dans un premier temps à caractériser du point de vue physique et minéralogique quelques échantillons d'argilite. Dans un deuxième temps, l'IRSN envisage d'analyser des échantillons des venues d'eau éventuelles qui pourraient être rencontrées au cours du fonçage des puits afin d'acquérir la composition chimique et isotopique des fluides et estimer leur temps de résidence dans les couches géologiques. Une troisième étape, la plus importante, consistera à réaliser un programme de recherche dans une galerie du laboratoire souterrain exclusivement dédiée aux travaux de l'IRSN qui y recherchera les données spécifiques de site qui lui sont indispensables pour valider les recherches méthodologiques qu'il mène par ailleurs sur les milieux argileux indurés. Evaluer la pertinence des techniques de prélèvement et d'étude, les méthodes d'interprétation de données et les modélisations associées, implique à un moment donné d'approfondir la connaissance du site lui-même. Néanmoins, cette troisième étape, initialement prévue à partir de 2004, doit intégrer le retard pris dans la réalisation de ce laboratoire et ne pourra être entamée avant 2005.

L'expertise d'un site éventuel de stockage situé dans **le Bassin de Paris** requiert également une meilleure connaissance des circulations d'eau dans les formations géologiques au niveau régional. L'IRSN participe avec d'autres organismes (INSU, ANDRA, Gaz de France) au **Programme National de Recherches Hydrologiques** (PNRH) 99/35 du CNRS. L'objectif de ce programme est de comprendre les circulations d'eau actuelles à l'échelle d'un bassin sédimentaire en reconstituant l'évolution hydro-thermo-mécanique du Bassin de Paris au cours de son histoire géologique et en évaluant l'impact des variations climatiques et des modifications d'origine anthropique sur ces circulations. L'IRSN apporte une forte contribution à la constitution d'une banque de données hydrogéologiques et hydrogéochimiques cohérente à partir de sources extrêmement diversifiées, à son interprétation et à son utilisation dans la modélisation associée.

Enfin, concernant la sismicité du Bassin de Paris, un travail important sur l'Est de la France a été entamé en 2001, qui a pour ambition d'établir une carte des failles actives à l'aide de méthodes nouvelles (examen du modèle numérique de terrain, des photos satellites et des données de sismique).

Les observations et mesures réalisées dans la Meuse, les Vosges et la Haute-Marne autour du site de Bure, ont permis d'identifier les principaux régimes de contraintes liés aux différents épisodes tectoniques qui ont affecté la plate-forme nord-européenne depuis le Crétacé.

Ce travail structural sur l'Est se poursuivra dans les prochaines années afin de mettre en évidence des phases tectoniques successives dans l'histoire géologique, et d'évaluer l'impact de la dernière phase alpine (Miocène à actuelle) sur l'état de fracturation de la couverture sédimentaire.

Enfin il est bon de rappeler que, après avoir contribué par la fourniture de nombreux échantillons provenant de la station expérimentale de Tournemire au démarrage du **GDR FORPRO**, et afin de respecter la nécessaire séparation entre les activités de l'exploitant et de l'organisme de sûreté, l'IPSN s'est retiré de ce programme en 2001 et n'est plus représenté que dans son conseil scientifique.

1.2. *L'ouvrage de stockage*

Outre le programme DECOVALEX III, mentionné au § 1.1 (milieu granitique) et qui concerne également la barrière ouvragée argileuse, l'IRSN participe au projet européen BENIPA, qui fait partie du 5^{ème} Programme Commun de Recherche et Développement. Il est consacré à l'étude et la modélisation détaillée du **comportement d'une barrière ouvragée argileuse** ainsi qu'à l'analyse des méthodes permettant d'intégrer les résultats obtenus dans une modélisation plus globale du stockage. Il répond au besoin de mieux apprécier la façon dont la modélisation intégrée, malgré les simplifications qu'elle impose, peut rendre compte de manière crédible des mécanismes fins d'évolution des composants du stockage. Ce travail devra permettre in fine d'évaluer la pertinence des fonctions conférées aux barrières ouvragées, pour différentes échelles de temps et différentes situations d'évolution du stockage. Le projet a débuté en septembre 2000. Il associe les organismes suivants : ENRESA (coordinateur espagnol), VTT (Finlande), SCK.CEN (Belgique), NRG (Pays-Bas), NAGRA (Suisse), ZAG (République Tchèque) et l'IRSN. La première année d'exercice de ce projet a permis de réunir l'état des connaissances sur les données nécessaires aux modélisations et de définir les concepts génériques de stockage qui seront étudiés. La phase de calculs est en cours. Dans ce cadre, l'IRSN met en œuvre une méthode permettant d'intégrer notamment l'évolution géochimique de l'ouvrage de stockage dans les calculs de transport des radionucléides. A cet effet, les modifications temporelles et spatiales de la chimie du milieu sont calculées au moyen d'un code couplé chimie-transport (ainsi que décrit dans le paragraphe suivant). Les données de solubilité et de sorption des radionucléides sont ensuite déduites de ces calculs, puis intégrées dans une modélisation globale permettant d'estimer la migration des radionucléides dans les différents éléments du stockage qui auront subi ces modifications chimiques. Le rapport annuel décrivant l'état d'avancement du projet est disponible.

Des études sont également menées dans le but d'évaluer l'**influence des interactions chimiques des matériaux à base de liants hydrauliques**, qu'il est prévu d'employer en quantité selon les concepts préliminaires de stockage développés par l'ANDRA, **sur les propriétés de transport des argiles de la formation hôte**. Dans un premier temps, des modélisations et simulations des ces interactions ont été menées, en collaboration avec l'Ecole Nationale Supérieure des Mines de Paris, au moyen du code couplé chimie-transport HYTEC. Les résultats ont montré la capacité de ces outils de calcul à décrire des interactions complexes et à faciliter l'identification des mécanismes chimiques et hydrauliques qui contrôlent ces interactions. Selon ces modélisations, des transformations minéralogiques notables des argiles sont à attendre, mais la perturbation alcaline ne concerne qu'une zone limitée à quelques mètres autour de l'ouvrage si le régime de transfert est majoritairement diffusif. Des modélisations complémentaires sont en cours, tenant compte notamment de l'influence d'un régime convectif sur les schémas réactionnels et de géométrie d'ouvrage plus complexes (modélisation en 2D, introduction de barrières ouvragées bentonitiques). Ces modélisations prennent en compte également de nouveaux mécanismes qui peuvent influencer la perturbation chimique (potentiel Redox, champ de température).

Ces modélisations s'appuient aujourd'hui sur des données sélectionnées dans la littérature. Un programme expérimental, réalisé par l'IRSN sur des échantillons d'argilites de Tournemire, a été entamé en 2002 dans l'objectif de vérifier la validité des résultats des simulations. L'objectif de ces études est d'apprécier les effets d'une eau hyper-alcaline sur le transport de radionucléides dans le stockage en vue d'apporter un éclairage sur le bien fondé de l'usage de liants hydrauliques en quantité au regard de la sûreté d'un stockage. Des études similaires ont été engagées en 2002, sur les interactions fer-argiles, en température. Les premières expériences réalisées par le CEA/DEN montrent que la réactivité des argiles est directement corrélée à la teneur en smectite du matériau, ces smectites étant très instables en présence de fer métal. Ces premiers résultats sont en bon accord avec les modélisations préliminaires effectuées par l'IRSN en 2002. Enfin, les potentialités de développement de ce type de modélisation font l'objet d'exercices communs, effectués au sein d'un groupe de travail réunissant l'ENSMP, le CEA/DAM, le CEA/DCC, l'IRSN et EDF (Pôle Géochimie Transport).

Concernant les **zones perturbées par le creusement d'ouvrages souterrains**, les programmes engagés, en collaboration entre autres avec le laboratoire 3S de l'Université Joseph Fourier de

Grenoble, permettent de disposer aujourd’hui de modèles qui rendent compte globalement de l’extension des endommagements mécaniques tels qu’ils peuvent être observés dans les sites méthodologiques (Mont Terri, Tournemire). Néanmoins, l’extension de cette zone perturbée et son évolution dans le temps, depuis le début du creusement, reste à analyser sur plan micro-sismique, mécanique, hydraulique et géochimique. Dans cette optique, des expériences seront initiées dès la fin 2002.

Pour le stockage **de déchets à fort dégagement thermique**, un chargement significatif des ouvrages est à attendre durant la phase d’exploitation et de réversibilité du stockage, du fait de la dilatation thermique du massif. Les calculs ont également permis de comparer les chargements thermiques et mécaniques d’ouvrages de géométrie différentes (tunnels et puits). Ils ont enfin mis en évidence l’importance des phénomènes de resaturation des ouvrages qui, selon le degré d’homogénéité du phénomène, peuvent engendrer des contraintes de cisaillement dans les barrières ouvragées argileuses.

Un programme de modélisation du comportement thermo-hydro-mécanique des ouvrages de stockage est en cours, en collaboration avec le CEA/DEN, l’Ecole Nationale des Travaux Publics de l’Etat de Lyon.

Les recherches envisagées sur les prochaines années s’attacheront à interpréter les phénomènes de couplage (thermique – hydrogéologie – mécanique - chimie) dans les argilites indurées. En particulier l’effet d’un impact thermique sur l’argilite et les transformations induites dans ses propriétés seront examinées au moyen d’expériences de chauffage en laboratoire et *in situ* ainsi que par l’analyse d’un analogue naturel : une intrusion basaltique à travers une fracture (dyke). Dans cette perspective une veille, voire une participation active, est menée sur les expériences de chauffage planifiées, réalisées ou en cours de démantèlement sur d’autres sites européens (OPHELIE, FEBEX, TER, etc...) et l’articulation avec d’autres programmes de recherche (par exemple, géochimie de la matière organique) et de modélisation (utilisation de MELODIE) sera approfondie.

1.3. La biosphère

La prise en compte des **transferts dans la biosphère** constitue l’ultime étape de l’évaluation d’impact. Cette étape présente une difficulté particulière compte tenu de la complexité et de la variété des mécanismes en jeu et, dans le cas particulier du stockage de déchets à vie longue, compte tenu de l’impossibilité de prévoir les évolutions à long terme de l’environnement et des comportements humains. Dans ce contexte, le recours à une démarche purement inductive basée sur la caractérisation d’un existant et sur l’identification des facteurs d’évolution n’est pas possible et il est nécessaire de faire des hypothèses, de **définir une approche "conventionnelle"**.

L’approche privilégiée par l’IRSN et largement partagée au plan international, repose sur l’hypothèse d’un maintien des principales caractéristiques actuelles des populations (pas de modification de la susceptibilité de l’homme aux rayonnements, pas de modification majeure des modes de vie ou des techniques agricoles) et sur l’utilisation de biosphères de référence représentatives des principales conditions futures envisageables, à commencer par les conditions actuelles. Ces biosphères sont destinées à fournir une indication raisonnable de l’impact, notamment dans le cas des différents contextes climatiques. Elles sont définies par le choix des caractéristiques de la population critique (localisation, voies d’exposition) et des caractéristiques des voies de transfert. Les bases de cette approche ont été formalisées au travers des projets internationaux BIOMOVS et BIOMASS auxquels l’IRSN a contribué.

Les connaissances générales acquises par l’IRSN dans le domaine de la radioécologie lui permettent par ailleurs de disposer d’un code de calcul opérationnel, le code ABRICOT qui permet d’estimer les transferts de radionucléides dans la biosphère et leur impact sur l’homme.

La participation à plusieurs exercices européens successifs (cf. chapitre 2), permet en outre à l’IRSN de disposer aujourd’hui de deux biosphères de référence "génériques" opérationnelles. L’une, de type

polyculture – élevage, est utilisable pour des capacités d'alimentation en eau relativement importantes, l'autre de type jardin potager est utilisable pour des capacités d'approvisionnement plus réduites.

Au cours de ces exercices européens, ces modèles ont pu être testés et comparés à ceux utilisés par d'autres instituts. Dans le cadre du plus récent des projets, le projet SPA, la comparaison effectuée a notamment mis en évidence les différences entre un impact calculé selon une approche de type biosphère de référence et un impact évalué selon une approche simplifiée basée sur la seule eau de boisson.

Si elle permet d'apporter une information quantifiée facilement exploitable, la modélisation de la biosphère a des limitations évidentes dans le cas des évaluations à long terme d'un stockage. Elle ne donne qu'une image stylisée d'un nombre limité de situations envisageables. Elle est de ce fait l'objet de fréquentes questions et discussions. Celles-ci portent notamment sur le choix des situations de référence, l'effet de la variabilité des paramètres de transfert sur les calculs de dose (influence de la nature du sol, des cofacteurs biologiques, d'un contexte multipollution...), l'influence des phénomènes de redistribution à long terme (lessivage, érosion, mobilité de la biomasse...) et les possibilités de reconcentrations éventuelles.

Afin de connaître et modéliser les comportements des radionucléides rejetés dans l'environnement par les installations nucléaires, et de prévoir les transferts en cas d'accident, l'IRSN mène des études ciblées et détaillées qui pourront dans certains cas conforter et compléter l'approche simplifiée mise en œuvre pour l'évaluation des performances du stockage géologique. L'IRSN consacre ainsi un effort particulier à la compréhension et à la modélisation fine des processus de transfert (dans le sol en particulier), à la constitution de bases de données de facteurs de transfert, à la détermination de plages d'incertitudes et des lois de distribution à leur associer. En appui de cet effort, l'IRSN poursuit une activité expérimentale conséquente comprenant notamment :

- des travaux de laboratoires menés en serres et systèmes aquatiques simplifiés,
- des travaux de terrain menés autour de sources anciennes (le programme CAROL étudiant stocks et flux de radionucléides dans la vallée du Rhône),
- quelques travaux de terrain débutant à Tchernobyl (comportement du ^{36}Cl).

La contamination diffuse et les éventuelles possibilités de bioconcentration sont en outre abordées par l'IRSN dans le cadre d'un nouveau programme de recherche, ENVIRHOM, lancé en 2001. Enfin, l'IRSN est associé à la réflexion actuellement menée au plan international afin de proposer une démarche d'évaluation des impacts radiologiques sur l'environnement au sens large.

2. La modélisation globale

2.1. *Le logiciel MELODIE*

L'IRSN développe depuis une quinzaine d'années **le logiciel MELODIE, un outil numérique qui permet une simulation globale des transferts des radionucléides dans les formations géologiques.** Cet outil constitue, pour l'IRSN, le code de référence utilisé pour l'évaluation d'impact d'un stockage réalisé en formation géologique profonde.

Dans MELODIE, le site étudié est représenté en trois dimensions par un milieu poreux continu équivalent, avec une prise en compte explicite des fractures principales. Les propriétés physiques du milieu sont traitées comme des grandeurs moyennes qui traduisent, à l'échelle d'un certain « volume élémentaire représentatif », la résultante des hétérogénéités de la roche. L'écoulement de l'eau en régime permanent ou transitoire obéit à la loi de Darcy, en milieu saturé. Le transport des radioéléments en phase aqueuse s'effectue par advection et par diffusion, la concentration de chaque espèce étant limitée par les relations d'équilibre avec la phase solide. Chaque radioélément se déplace indépendamment des autres, ce qui revient à négliger les phénomènes d'interaction mutuelle. La

filiation radioactive est prise en compte, les chaînes de radionucléides étant traitées indépendamment les unes des autres. La fixation des radioéléments en solution sur la matrice minérale du milieu géologique se fait de manière réversible, par adsorption-désorption instantanée selon une loi linéaire en fonction de la concentration en élément dissous, et se traduit au niveau des équations par un « coefficient retard » s'appliquant à chaque espèce.

Le logiciel MELODIE calcule, à chaque instant, les vitesses d'écoulement de l'eau et les concentrations des différents radioéléments en chaque point, ainsi que les débits d'activité aux exutoires qui sont nécessaires au calcul de l'impact radiologique sur l'homme et sur l'environnement. Ces grandeurs sont obtenues par la résolution d'un système d'équations différentielles dans lesquelles interviennent les paramètres physiques qui caractérisent le milieu en tout point : perméabilité, porosité, dispersivité, diffusivité et coefficients de retard. Le calcul numérique utilise la méthode des éléments finis.

La physique prise en compte dans le code fait appel à des hypothèses simplificatrices dont les plus significatives sont le traitement du réseau fin de fractures sous forme de grandeurs moyennes, la non prise en compte de l'interaction et de la compétition entre les espèces en solution, l'utilisation de lois linéaires et la non considération de la cinétique des phénomènes. Ces approximations doivent être validées par des études complémentaires pour garantir que le modèle décrit effectivement le comportement du contexte géologique étudié. En particulier, les données acquises sur le massif de Tournemire permettent de contrôler les hypothèses effectuées et les mécanismes modélisés sur un site réel, présentant des similitudes avec celui retenu pour le premier laboratoire souterrain français de recherche.

Outre la partie calcul proprement dite, le logiciel MELODIE comporte des outils graphiques de pré et de post-traitement pour en permettre une utilisation conviviale et efficace. L'utilisateur peut définir de façon interactive, sur un dessin évolutif de la représentation du site à étudier, le maillage et les données d'entrée du calcul et prendre directement en compte les données topographiques en provenance de l'Institut Géographique National. Il dispose d'un choix important de représentations graphiques pour la présentation et l'analyse des résultats

Au cours de l'année 2001, dans le cadre de la phase de développement du code, différents calculs sur des milieux plus ou moins hétérogènes ont montrés que pour certains types de scénarios, des méthodes de discréétisation ou des méthodes numériques plus performantes pouvaient être nécessaires. En fonction des objectifs des analyses d'impact ces nouvelles méthodes seront à inclure dans le code de calcul.

La phase de validation du logiciel sur des cas réels a été entamée en 2001. Le site de Tournemire étudié à l'IRSN depuis plusieurs années, permet de disposer d'un grand nombre de données pour exploiter les possibilités du logiciel. Les résultats de simulation avec le code sont comparés avec les mesures effectuées in situ pour valider le comportement du logiciel.

L'IRSN oriente actuellement ses efforts en matière de modélisation globale vers une modélisation plus précise et explicite des différents composants d'un stockage (conteneurs, barrières artificielles, galeries de stockage ...). Les simulations réalisées à l'aide du code MELODIE ont montré qu'il était possible de discriminer l'influence des différents composants d'un éventuel stockage (puits d'accès, galerie de manutention, tunnels de stockage, zone endommagée autour des excavations, colis de déchets, barrière ouvragee et ouvrages de scellement) intégrés dans l'environnement hydrogéologique du site de Bure, sur le transfert des radionucléides en champ proche. Une importante phase de calculs, complémentaire de l'évaluation intégrée de l'impact radiologique d'un stockage géologique, tenant compte de différents scénarios d'évolution et de différentes hypothèses sur les propriétés du site, est en cours, en vue d'identifier et de hiérarchiser les éléments d'un éventuel stockage jouant un rôle important pour sa sûreté. Ce nouvel exercice est réalisé conjointement avec GRS dans le cadre du projet "REGIME". Une première phase de ce projet a consisté en la détermination des différentes configurations hydrauliques et géologiques qui peuvent présenter un intérêt particulier dans l'objectif d'évaluer le rôle

des différents composants d'un stockage au regard de sa sûreté. A cette fin, des modélisations hydrogéologiques ont été effectuées sur un site de "référence" (site sédimentaire allemand). La modélisation de la migration des radioéléments dans les ouvrages de stockage et le site sera effectuée lors de la deuxième phase du projet, prévue en 2003. Le cas échéant, l'approche continue "double-porosité" développée par l'IRSN, l'UJF de Grenoble et l'université de Pau lors des années précédentes sera employée pour traiter des cas où les transferts seraient représentatifs de milieux hétérogènes dont les grandeurs caractéristiques ne sont pas "homogénéisables ».

Une autre application du logiciel est prévue dans le cadre du programme européen BORIS. Un banque de données concernant les sites de stockage de déchets de Tomsk et Krasnoïarsk en Russie est actuellement en cours de constitution et le logiciel MELODIE sera utilisé par la suite pour effectuer les modélisation pertinentes. Ce type d'utilisation est amené à se développer dans les années à venir.

2.2. *Les exercices d'analyse de l'impact radiologique associé à un stockage géologique*

Depuis maintenant plus de 20 ans, l'IRSN a développé des compétences dans le domaine de l'analyse d'impact d'un stockage au travers de sa participation aux exercices communautaires PAGIS, PACOMA, EVEREST et SPA. D'ordre essentiellement méthodologique, le travail accompli dans le cadre de ces exercices a contribué au développement, à l'amélioration et à la mise en œuvre concrète d'outils de calcul (le logiciel MELODIE) et de méthodes d'évaluation. Il a en outre permis la définition et le traitement d'un large éventail de situations d'évolution d'un stockage géologique et l'identification de paramètres et de phénomènes importants.

Au terme des exercices européens successifs, l'IRSN dispose d'une expérience importante en matière de modélisation intégrée d'une installation de stockage de déchets radioactifs en milieu géologique. Les résultats acquis et les enseignements qu'ils fournissent constituent aujourd'hui une base sur laquelle il est possible de définir et hiérarchiser les points nécessitant des approfondissements. Parmi ces points, figurent notamment les capacités de dilution du site, le choix des modèles de transfert des radionucléides en milieu géologique et la qualité des données utilisées. Ces différents aspects sont susceptibles d'influencer de façon importante les résultats des modélisations et une attention particulière doit donc leur être portée.

Pour ce qui concerne les capacités de dilution du site, les enseignements de l'exercice SPA confirment par exemple l'importance d'une caractérisation adéquate des formations aquifères et l'intérêt de disposer de codes permettant une modélisation correcte et suffisamment précise du contexte hydrogéologique.

3. Le cadre réglementaire dans le domaine du stockage géologique

Au cours de l'année 2001, l'IRSN a poursuivi sa réflexion sur l'élaboration d'un cadre réglementaire dans deux directions complémentaires : l'une pratique, orientée vers la formalisation d'exigences techniques, l'autre plus prospective, destinée à mieux définir le rôle de la réglementation et la place des arguments techniques dans l'optique d'un débat public.

La formalisation d'exigences techniques susceptibles de guider l'élaboration d'une réglementation sur un éventuel stockage géologique constitue une préoccupation importante pour l'IRSN. Cette mission implique en particulier de **clarifier l'approche de sûreté** d'un stockage souterrain. Elle se devra d'être similaire sur le plan des principes généraux, à celle mise en œuvre pour les réacteurs nucléaires et les installations du cycle du combustible. Cette dernière, donne la primauté au dialogue technique contradictoire avec peu de textes réglementaires. La sûreté est examinée au cas par cas, la « défense en profondeur » y jouant un rôle majeur.

Ce principe de « défense en profondeur » consiste à vérifier la bonne conception (1^{ère} ligne de défense), à se donner les moyens de surveiller et de revenir à l'état de fonctionnement normal (2^{ème}

ligne), à postuler des accidents et à vérifier que la conception en limite les conséquences (3^{ème} ligne), à se doter de plans particuliers d'intervention en cas d'accident (4^{ème} ligne).

La conception est basée sur des critères techniques et utilise des technologies disponibles. Elle n'est en aucun cas basée sur des conséquences admissibles. En effet, d'une part, tout critère chiffré est amené à évoluer, d'autre part, atteindre une valeur chiffrée peut arrêter l'effort de progrès.

L'évaluation des conséquences n'est pas un élément de base de dimensionnement, c'est un élément de vérification finale du bon dimensionnement. La conception s'appuie sur l'étude déterministe avec des marges de sécurité d'un nombre limité de situations conventionnelles.

Il s'agit de démontrer (avec des hypothèses pénalisantes) que les critères techniques sont respectés et de vérifier (avec des hypothèses réalistes) que, si ces critères sont respectés, les conséquences restent « acceptables » (au cas par cas, sans critère général d'acceptabilité).

Dans le cas des stockages souterrains, il s'agit de préciser la nature et le contenu des documents à produire à chacune des étapes importantes du projet, de souligner les éléments techniques qui en constituent les points clés et éventuellement de réorienter les efforts de recherche et de conception de façon à s'assurer que le traitement de ces points clés est adéquat et que leur résolution sera possible dans les délais impartis. Enfin, compte tenu des difficultés inhérentes à l'évaluation de situations hypothétiques s'inscrivant sur de longues périodes temporelles, il peut être également nécessaire de fixer certaines limites aux évaluations, de proposer des approches conventionnelles, de préciser les objectifs de protection de l'homme et de l'environnement à atteindre.

Dans ce domaine, l'IRSN contribue aux nombreuses initiatives engagées au niveau international, notamment au travers de sa participation active aux travaux du groupe IGSC de l'AEN et du comité WASSC de l'AIEA. Des collaborations destinées à harmoniser les positions de l'IRSN, de la DGSNR, de l'ANDRA et de leurs homologues allemands et belges viennent compléter ces initiatives.

Au cours de l'année 2001 et 2002, ces collaborations ont notamment permis de poursuivre la réflexion déjà engagée sur les objectifs de radioprotection applicables à l'évaluation de sûreté d'un stockage (en y intégrant notamment la contribution de la CIPR au travers de ses publications 81 et 82), sur le traitement des situations d'intrusion ou sur la définition de principes de sûreté et l'attribution de fonctions aux composants d'un stockage.

Si la résolution des aspects techniques précédents est une étape indispensable du processus de prise de décision sur la question du stockage, il est aujourd'hui communément considéré que cette étape est à elle seule insuffisante. La résolution des aspects techniques peut en effet être jugée vaine tant qu'elle ne s'accompagne pas d'un consensus social large. Selon une opinion plusieurs fois exprimée (CNE, mission granite, Commissions des Communautés Européennes), ce consensus ne peut être obtenu qu'au prix d'un **effort accru d'information et de transparence et d'une plus grande implication du public dans le débat**.

Afin d'explorer et de mieux comprendre les enjeux et les contraintes imposés par ce nécessaire débat, l'IRSN s'est récemment engagé dans une initiative européenne sur le sujet au travers du projet RISCOM-II. Officiellement lancé par la Commission Européenne à la fin de l'année 2000, ce projet s'inscrit dans le cadre du 5^{ème} PCRD. Il a pour objectif de promouvoir la transparence et l'implication du public tout au long des processus de décision. Il regroupe un consortium de 10 organismes de 5 pays (Suède, Angleterre, Finlande, République Tchèque et France).

Le déroulement du projet comprend six volets distincts, l'IRSN étant plus particulièrement impliqué dans deux d'entre eux. Le premier aborde la question des relations entre évaluation de performance et débat public, le second, celle des organisations et de leur transparence.

Parmi les nombreux enseignements qu'il est possible de tirer du premier volet de l'exercice, le plus significatif est certainement le constat du décalage existant entre les questions techniques abordées dans les évaluations de sûreté d'un stockage et les termes du dialogue, soit beaucoup plus pragmatiques (emplacement actuel des déchets, volumes, étapes du processus de décision), soit beaucoup plus larges (stratégie énergétique globale, place du nucléaire dans le futur, mode d'implication du public), exigés par les "non-spécialistes". Le manque de crédibilité accordée aux évaluations à très long terme et la faible légitimité accordée aux sciences en général dans ce domaine constituent un autre enseignement d'importance.

Le second volet de l'exercice s'est déroulé au cours de l'année 2002. Les partenaires français du projet ont mis en œuvre le modèle RISCOM afin d'évaluer le niveau de transparence du système de gestion des déchets nucléaire en France. Cette analyse a été effectuée sur la base d'entretiens réalisés auprès d'une vingtaine de représentants des principaux organismes impliqués.

Selon le modèle RISCOM, l'analyse du niveau de transparence d'un système donné peut-être abordée au travers de l'étude de son degré de « viabilité ». Le degré de viabilité d'un système repose sur sa capacité à remplir les fonctions fondamentales que constituent la définition d'orientations politiques, le suivi de son environnement au travers d'un programme de veille, le maintien d'une cohésion d'ensemble et la coordination des activités primaires qu'elle génère. Il repose également sur l'existence de boucles de communication efficaces à la fois au sein du système, entre ses différentes fonctions, et vers les parties prenantes et l'environnement extérieur dans lequel il évolue.

Dans le cas du système français de gestion des déchets radioactifs, l'utilisation de cette grille de lecture aboutie à mettre en évidence un certain nombre de points de faiblesse et en particulier :

- le manque de visibilité du système dans son ensemble, notamment du fait de la complexité et du chevauchement des champs de responsabilité des principaux acteurs impliqués dans la gestion opérationnelle et dans la recherche de voies de gestion future,
- le peu de place accordée aux dimensions sociales et éthiques de la gestion des déchets et à l'absence de canaux de communication structurés et de systèmes de veille opérationnels dans ce domaine,
- l'ambiguïté autour du statut du laboratoire souterrain, plus souvent perçu comme un stockage en puissance que comme un outil de recherche,
- le rôle effectif du CLIS, plus souvent cantonné à un rôle d'information des populations locales qu'à un véritable rôle de dialogue qu'il pourrait probablement revendiquer d'être. Dans ce domaine, il a pu être noté que certaines évolutions récentes allaient dans le sens d'un élargissement de l'implication du CLIS et semblaient donc répondre à cette exigence.

L'analyse a également permis à l'IRSN de mieux appréhender sa position et son rôle actuels au sein du système de gestion des déchets en France et de mieux percevoir les enjeux de transparence auxquels il est en mesure de contribuer.

4. L'expertise dans le domaine du stockage géologique

Bien qu'il ne s'agisse pas de recherche, ce paragraphe situe les activités de l'IRSN par rapport à l'échéancier de l'ANDRA.

L'IRSN a mis en place **une capacité d'expertise technique** comprenant des spécialistes scientifiques (environnement, sciences de la terre, sciences de l'ingénieur...) et des généralistes ayant l'expérience de l'analyse de sûreté. Il procède, à la demande de la DGSNR, à une analyse technique des dossiers de sûreté présentés par les exploitants et à l'élaboration de projets de textes, règles ou plans guides

destinés à réglementer les activités des installations nucléaires de base (INB) en matière de déchets radioactifs.

Durant les cinq années qui viennent de s'écouler, l'ANDRA a élaboré une synthèse des données des sites, les "référentiels géologiques", définit les options initiales de conception d'un éventuel stockage ainsi que l'approche de sûreté correspondante et précisé les programmes de recherches qui soutiennent les études de faisabilité d'éventuels stockages géologiques. Ces dossiers qui concernent le site de la Meuse-Haute-Marne ont été évalués par l'IRSN et le groupe permanent lors des séances de janvier et février 2000, relatives à l'examen du référentiel géologique, des options de conception et de l'approche de sûreté correspondante, et lors de la séance du 5 juillet 2000 pour ce qui concerne les programmes de travaux et de recherche avant et pendant fonçage des puits du laboratoire. A la suite de ces examens, la DGSNR a autorisé la mise en œuvre du creusement du laboratoire souterrain en date du 7 août 2000. L'IRSN et le groupe permanent ont évalué, lors des séances du 3 octobre et du 7 novembre 2001, l'ensemble du programme de recherche de l'ANDRA, au regard des éléments de faisabilité d'un éventuel stockage dans le site de Bure dont il serait souhaitable de disposer en 2006. L'ANDRA vient de réaliser une synthèse de l'ensemble des connaissances acquises jusqu'à ce jour quant aux études de faisabilité d'un stockage dans le site de la Meuse-Haute-Marne, et présente dans ce dossier (intitulé "dossier 2001" les principaux enseignements qu'elle retient de ces connaissances dans l'objectif de concevoir et d'évaluer la sûreté d'une telle installation. Ce dossier se veut une préfiguration du dossier que l'ANDRA prévoit d'élaborer en 2006. Il doit être évalué par l'IRSN et le groupe permanent, par partie, jusqu'en 2004. La première étape de cette évaluation, qui concerne l'état des connaissances géologiques et hydrogéologiques et leur mise en perspective au regard de la sûreté d'un éventuel stockage, est prévue en fin d'année 2002.

En outre, l'IRSN développe et utilise un certain nombre d'outils de calcul en soutien de sa mission d'expertise de la sûreté des projets que développe l'ANDRA dans le cadre de la loi de 1991. Les modélisations effectuées ont pour objectif de contribuer à identifier les mécanismes et paramètres susceptibles d'avoir une incidence sur la sûreté d'une éventuelle installation de stockage. L'analyse et l'intégration des résultats obtenus doivent permettre d'évaluer la pertinence des fonctions de sûreté, puis dans un deuxième temps des critères techniques, que les différents composants du stockage doivent satisfaire. Ces études sont toutefois focalisées sur l'évaluation de la faisabilité d'un stockage dans le site argileux de Bure, et font appel à des collaborations avec différents organismes de recherche.

Les principaux développements concernent l'hydrogéologie du site, le comportement mécanique des ouvrages et les interactions géochimiques entre composants d'un stockage.

L'IRSN dispose ainsi d'un **modèle hydrogéologique couvrant l'Est du bassin parisien**, calé sur l'ensemble des données de terrain disponibles, permettant de reconstituer les différents schémas possibles d'écoulement dans le secteur concerné par l'implantation du laboratoire souterrain. Ce modèle, développé en collaboration avec l'Ecole Nationale Supérieure des Mines de Paris (ENSM- Centre d'Informatique Géologique de Fontainebleau) et élaboré au moyen du code NEWSAM, s'enrichit en permanence des nouvelles données acquises. Les résultats obtenus montrent qu'au vu des données hydrogéologiques actuellement disponibles, plusieurs schémas d'écoulement sont possibles. Outre les données strictement hydrodynamiques, les distributions de certains traceurs géochimiques (notamment les salinités des eaux) ont été récemment modélisées en vue de mieux cerner les schémas d'écoulement les plus vraisemblables dans le site.

Les modélisations des interactions chimiques entre barrières et les modélisations du comportement mécanique des ouvrages de stockage, qui contribuent à l'évaluation par l'IRSN des dossiers de faisabilité d'un stockage dans le site de Bure, sont présentées au chapitre 1.2

5. Entreposage de longue durée

Le rôle de l'IRSN est de participer à la préparation d'une règle fondamentale de sûreté des entreposages. Le premier objectif est l'élaboration de règles de bonnes pratiques à partir du retour d'expérience des entreposages existants.

Trois fonctions de sûreté essentielles seront à examiner : le confinement, la protection radiologique des travailleurs et du public, la possibilité de reprise (à tout moment), dans un délai compatible avec la conception de l'installation. En outre, les exigences de contrôle et de caractérisation des colis pourront varier en fonction des risques et éventuellement des filières d'élimination. La RFS devrait couvrir les installations ou les parties d'installation ayant une fonction d'entreposage, quelque soit la nature des objets entreposés, leur activité et la durée de leur entreposage (entre 1 et 50 ans a priori).

Cette RFS peut s'appliquer à d'éventuels entreposages de longue durée qui seraient développés dans le cadre de l'axe 3 de la loi du 30/12/91. L'entreposage de très longue durée peut introduire des spécificités qui ne seront pas a priori couvertes par la RFS entreposage.

6. Les études en radioécologie et en radioprotection, le programme « ENVIRHOM »

Jusqu'à présent, les efforts de recherches en radioprotection ont été principalement orientés vers les travailleurs de l'industrie nucléaire dont les modalités d'exposition aux radionucléides (contaminations aiguës par inhalation ou blessure) sont éloignées de celles des personnes du public (contaminations chroniques par ingestion de radionucléides). Ces situations sont susceptibles de provoquer des réponses toxiques distinctes de celles observées après expositions aiguës à forte dose, en raison des phénomènes possibles de bioaccumulation. Ces réponses ne sont aujourd'hui pas connues avec précision car la grande majorité des données disponibles correspond à des études menées sur des expositions de courte durée à des radionucléides en forte quantité et en dehors du contexte de multipollution (*i.e.* sans prendre en compte la présence simultanée d'autres catégories de polluants : métaux, micro-polluants organiques, ...).

Par ailleurs, dans le cadre de la démarche écotoxicologique mise en oeuvre pour les polluants chimiques et ayant pour objectif la protection de la faune et de la flore, l'acquisition de nouvelles connaissances est nécessaire au choix de critères de protection de l'environnement contre les rayonnements ionisants.

Ainsi, **les conséquences des expositions chroniques à des radionucléides présents dans l'environnement, même à faible niveau**, doivent être évaluées à la fois pour les composantes biologiques des écosystèmes et pour l'homme. L'enjeu d'ENVIRHOM est donc de s'intéresser à la biologie des traces de radionucléides (dans un contexte de multipollution) pour des échelles de temps caractérisant une pollution chronique *i.e.* significative à l'échelle de la durée de vie humaine, voire à l'échelle de plusieurs générations.

Le programme ENVIRHOM, lancé par l'IRSN début 2001, a pour objectif de fournir les connaissances permettant une meilleure évaluation des risques liés à l'accumulation chronique de radionucléides pour les écosystèmes et les personnes du public. Il s'articule en 4 axes de recherche :

- l'analyse des phénomènes d'accumulation chronique des radionucléides chez l'homme et pour les composantes biologiques des écosystèmes,
- l'analyse des effets biologiques induits par les phénomènes d'accumulation chronique de radionucléides. Ces études sont principalement ciblées sur le comportement, la croissance et l'aptitude à la reproduction de la flore et de la faune des écosystèmes concernés. Pour l'homme, les effets sur le système immunitaire, le système nerveux central et le système reproducteur sont explorés de manière systématique,

- la mise en place de nouveaux modèles et codes de calcul applicables après exposition chronique. Pour les écosystèmes, les conséquences des phénomènes de bioaccumulation à l'échelle des individus seront analysées en termes de retombées à l'échelle de la dynamique des populations. Pour l'homme une re-formulation des modèles dosimétriques utilisés en cas d'exposition chronique permettra de réduire les incertitudes associées au calcul de dose délivrée. Ces modèles prendront en compte la répartition des radionucléides à l'échelle cellulaire et permettront de quantifier précisément l'énergie délivrée aux molécules cibles.
- une analyse des mécanismes biologiques conduisant aux phénomènes observés.

Les recherches sont conduites selon une stratégie similaire de l'environnement à l'homme. ENVIRHOM propose d'évaluer les multiples transferts et transformations de formes physico-chimiques pouvant se produire dans l'environnement à partir des compartiments physiques, sols et sédiments, jouant le rôle de termes-sources secondaires pour les écosystèmes et l'homme dans des situations d'exposition chronique. Ces transferts sont caractérisés par une grande diversité, liée d'une part au comportement biogéochimique des radionucléides dans les milieux et, d'autre part, aux stratégies nutritionnelles mises en œuvre par les organismes du règne végétal et animal. Au bilan, ils sont autant de processus susceptibles de modifier les formes physico-chimiques des radionucléides qu'il est capital de connaître pour une évaluation réaliste des impacts sur l'environnement et sur les populations. Pour les personnes du public caractérisées par la diversité des âges et des stades physiologiques, l'ingestion de radionucléides *via* la chaîne alimentaire constitue la voie d'atteinte prédominante.

Les objectifs spécifiques dans le domaine de la protection de l'environnement sont :

- d'intégrer la notion de spéciation dans les modèles de comportement des radionucléides au sein des écosystèmes, de la relier explicitement à la bioaccumulation chez les organismes vivants et de rechercher les effets biologiques induits sur des modèles végétaux et animaux représentatifs des principaux niveaux trophiques.
- de relier les perturbations observées chez les individus (comportement, croissance, reproduction) avec les effets à l'échelle des populations composant les écosystèmes.

Les objectifs dans le domaine de la protection de l'homme sont :

- d'étudier les cinétiques d'accumulation et d'élimination des radionucléides pour une évaluation réaliste de l'impact dosimétrique et une meilleure estimation du risque de cancer en situation d'exposition chronique
- d'identifier, à partir de modèles expérimentaux, les effets biologiques et les dysfonctionnements éventuels induits sur certains systèmes physiologiques (systèmes nerveux central, immunitaire et reproducteur)

Une sélection des radionucléides à étudier a été effectuée en se basant sur des critères tels que la présence significative dans les termes-sources (rejet des installations nucléaires) en conditions normales et accidentnelles, le type de rayonnement émis, une période radioactive significative vis à vis de la durée de vie **des** organismes, le comportement géochimique de l'élément ainsi que sa propension à la bioaccumulation. Ceci a conduit à retenir certains isotopes radioactifs des éléments suivants : U, Am, Np, Pu, I, Po, Th, Tc, Se et Cs. **L'uranium a été sélectionné pour les premières études** en raison de sa double toxicité, chimique et radiologique, de sa présence naturelle dans les écosystèmes et de l'abondance de la littérature décrivant ses biocinétiques et effets après exposition aiguë.

Les premiers travaux côté environnemental ont porté pour l'essentiel sur un ensemble de modèles biologiques représentatifs des écosystèmes aquatiques. Le rôle et le mode de vie de ces organismes au sein d'un écosystème permettent d'étudier soit l'intégration du radioélément à partir des sources

d'exposition physiques (eau et sédiment), soit son transfert vers les niveaux supérieurs de la chaîne alimentaire par ingestion.

Des processus de bioaccumulation ont été mis en évidence, quantifiés et caractérisés quant aux principaux mécanismes mis en œuvre. Leur dépendance vis à vis de critères de qualité du milieu (définissant les formes chimiques de l'uranium présentes) a pu être modélisée pour le phytoplancton, et le sera d'ici à 6 mois pour les invertébrés. Les études relatives à la voie d'exposition par ingestion ont également permis de mettre en évidence des processus de bioaccumulation et des capacités de transfert aux consommateurs dépendantes des formes chimiques présentes dans la nourriture. Certains effets biologiques ont pu être reliés aux modalités d'exposition et/ou à la bioaccumulation par la construction de relations dose-effet (taux de croissance des algues, comportement valvaire et activité ventilatoire chez le bivalve).

Les travaux côté protection de l'homme ont eu pour but de définir avec précision les biocinétiques de l'uranium après incorporation chronique par ingestion, la microlocalisation de l'élément dans les tissus et organes cibles ainsi que les effets biologiques induits au niveau du rein et du système nerveux central. Les premières séries d'expériences ont été menées avec des rats de laboratoire contaminés durant toute la durée de leur vie (18 mois à 2 ans) avec de l'eau minérale supplémentée en uranium. Les premiers résultats ont permis de montrer que les cinétiques d'absorption et d'excrétion de l'uranium chez le rat sont très différentes selon que l'uranium était administré de façon chronique (toute la vie de l'animal) ou aiguë. Selon les premiers résultats l'uranium se concentre dans quelques structures rénales sous forme de micro-cristaux qui semblent avoir des conséquences à la fois au niveau histologique et au niveau de la transcription de l'ARN. L'uranium semble également avoir des effets au niveau du système nerveux central, en modifiant les concentrations de certains neurotransmetteurs. Tous les travaux en cours de réalisation s'attachent à confirmer ces résultats préliminaires et permettront à terme de déboucher sur de nouveaux modèles dosimétrique et toxicologique de l'uranium.

Annexe 4 : Recherches contribuant à l'étude des conséquences des déchets radioactifs à vie longue sur l'environnement et la santé humaine

Avant de résumer l'essentiel des activités en biologie dans les domaines se rapportant à l'aval du cycle du combustible nucléaire, il est nécessaire de rappeler brièvement le contexte et la manière dont se posent les questions.

La loi 91-1381, relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs, met l'accent sur les radionucléides à vie longue, dont les nuisances potentielles perdureront pendant des échelles de temps très importantes. D'une manière générale, les effets correspondants sont abordés dans deux domaines de recherche : l'étude des rayonnements ionisants et celle des métaux lourds.

Les recherches menées en biologie par les organismes publics de recherche (CNRS, CEA, INSERM, INRA, Universités, ...) ne concernent pas spécifiquement les axes de la loi de 1991 : il s'agit d'études fondamentales ou appliquées qui entrent dans le cadre des recherches en écophysiologie, écotoxicologie, radiobiologie, toxicologie,... en vue d'améliorer les connaissances scientifiques, tant au niveau des mécanismes d'action que de la quantification des effets. Dans ces domaines, l'étude des éléments naturels et anthropogéniques concerne : le *comportement des éléments dans la biosphère, leurs mécanismes d'action au niveau des organismes vivants, l'analyse de leurs conséquences sur les organismes et leur descendance* ainsi que sur *l'estimation des risques*, liés à leur toxicité radiologique et/ou chimique en fonction des concentrations et doses. Pour l'essentiel, les recherches menées visent à comprendre les conséquences d'expositions aiguës ou chroniques, professionnelles, médicales, accidentelles,... sur des durées ne dépassant pas quelques dizaines d'années.

L'ensemble de ces recherches contribuent à l'étude de l'impact des déchets radioactifs à vie longue mais certaines questions spécifiques demeurent :

- Les scénarios de gestion des déchets radioactifs à vie longue s'appuient sur le confinement de très longue durée, les expositions potentielles seront caractérisées, à priori, par leur faible concentration et leur chronicité sur des durées éventuellement multi-millénaire
- le contenu des déchets radioactifs évolue sur ces longues durées et les éléments se dispersant dans la géosphère et la biosphère comprendront un ensemble d'éléments dont certains ont une toxicité radiologique prédominante mais d'autres une toxicité chimique prédominante
- le niveau de connaissance sur le comportement des différents radionucléides est très hétérogène, il dépend de l'intérêt suscité pour la protection humaine (cas de l'U et du Pu) et des études sur les contaminations de l'environnement (retombées des essais aériens, contaminations post-accidentelle, sols pollués,...). Certains radionucléides n'ont pratiquement pas été étudiés (cas de la plupart des lanthanides). La plupart des connaissances acquises, notamment en radiobiologie, pour l'estimation des effets biologiques se réfère à des études après exposition aiguë. D'une manière générale, les conséquences d'expositions chroniques sont mal connues et les paramètres et grandeurs utilisés sont issus d'extrapolations discutables dans ce contexte.

Il en résulte que l'exposition potentielle de l'homme et l'environnement, les niveaux relatifs des différents types de toxicité dépendent de la cinétique d'apparition de ces éléments dans la biosphère, des rapports isotopiques et des formes physico-chimiques. Ces facteurs dépendent eux-mêmes du terme source ainsi que des caractéristiques du conditionnement et des transferts dans la géosphère. La prise en compte, en biologie, de ces questions spécifiques peut être schématisée en trois volets décrits ci-dessous.

La hiérarchisation des radionucléides en biologie

Les différents radionucléides à vie longue présents dans les déchets ne seront pas sources de nuisances identiques. Compte tenu du nombre, plus de cent radionucléides de période longue (supérieure à 30 ans) présents dans les déchets, la hiérarchisation est indispensable pour déterminer ceux susceptibles de conduire aux impacts radiologiques les plus importants et définir les priorités de recherche. Cette analyse est en cours avec les acteurs des trois axes de la loi de 91. Les critères à considérer sont nombreux et parmi ceux utiles à l'estimation des effets, on peut citer :

- leur abondance relative dans les rejets et les déchets
- leur période radioactive
- leur toxicité potentielle radiologique, elle-même fonction du type de rayonnement émis et de son efficacité biologique relative, de la cible biologique en irradiation interne et/ou externe, et leur toxicité chimique qui indique l'importance de l'étude des effets d'isotopes non radioactifs.

Les recherches sur la biosphère

Pour chacun des radionucléides, notamment ceux identifiés comme prioritaires, il est ensuite utile de connaître :

- la dispersion dans l'eau et dans les sols (contamination diffuse et/ou localisée),
- les processus de transfert dans la chaîne alimentaire en évaluant les possibilités de la bioconcentration,
- l'estimation des concentrations et des expositions actuelles qui serviront de base (bruit de fond) pour l'évaluation de celles auxquelles pourraient être exposées les générations futures (modélisation),
- les conséquences biologiques : en situation accidentelle et en exposition chronique prolongée (faibles doses versus fortes doses).

De nombreux paramètres interviennent : solubilité des radionucléides et éléments chimiques, nature des sols, redistribution à long terme par lessivage, érosion, mobilité de la biomasse, cofacteurs biologiques et échanges, etc.

L'expertise dans ces domaines fait appel à des spécialistes de la cinétique et des mécanismes de transfert de substances dans les sols et dans les écosystèmes, de la bioaccumulation, du comportement des polluants et des perturbations des écosystèmes, des effets toxiques et de la modélisation associée à chacun de ces domaines : en premier lieu l'INRA (sols, bactéries, transferts aux végétaux et animaux, génétique,...), et également l'INERIS, l'IFREMER, les Universités, le CNRS .

Impacts sanitaires et environnementaux

Il s'agit des impacts sur la santé humaine et plus généralement sur le biotope, de l'émission de rejets et du stockage des déchets. Les principales questions sont les suivantes :

- identification des groupes de populations éventuellement exposées en fonction de la distance (localisation) du site de stockage et de la nature des déchets entreposés,
- caractérisation des problèmes posés par d'éventuel sous-groupes de population en tenant compte de l'âge, du sexe, de défauts génétiques, etc.,
- définition des propriétés chimiques des radionucléides en particulier solubilité et mobilité en conditions oxydantes versus non oxydantes (par exemple iodé, césium, technétium sont relativement très solubles par rapport aux actinides majeurs comme l'uranium et plus encore le plutonium),
- estimation des paramètres qui rendent compte de la toxicité de l'élément ou isotope en fonction des propriétés physico-chimiques associés à l'ingestion et/ou à l'inhalation comme les facteurs de dose de rayonnement, la concentration « chimique » dans un organe cible.

Le CEA, le CNRS et l'INSERM sont plus particulièrement impliqués dans les recherches concourant à la connaissance des effets sur l'homme. Les interrogations que suscitent les déchets radioactifs à vie longue sont pour une part essentielle, liée à leurs propriétés radioactives. C'est la raison pour laquelle les recherches menées au CEA ont un rapport plus direct que celles menées au CNRS ou à l'INSERM. La présentation du CEA, plus détaillée, inclut des programmes menés en étroite collaboration avec les autres organismes, en particulier en radiobiologie.

Les programmes au CEA

Au CEA, deux programmes sont susceptibles de répondre à des questions relatives aux effets des déchets radioactifs à vie longue, le *programme de radiobiologie*, mis en place en 1995 à la Direction des Sciences du Vivant en coordination avec les organismes publics de recherche et le *programme de toxicologie nucléaire*, programme transversal mis en place en 2001 au CEA .

Le programme de radiobiologie étudie les mécanismes d'action et les effets, précoces et tardifs, des rayonnements ionisants quelle qu'en soit la source. Une de ses composantes, la radiotoxicologie, étudie le comportement et les conséquences biologiques et pathologiques de radioéléments incorporés. En radiobiologie, les outils, méthodes et modèles sont pour une grande part commun avec ceux développés en génétique, physiologie, biologie du développement et du vieillissement, cancérogenèse. Les méthodes et outils permettant l'étude du génome et des produits des gènes (ARN, protéines) connaissent d'ailleurs un fort développement depuis 1998.

L'organisation en réseau a pour principales conséquences de renforcer les collaborations et la complémentarité des différents organismes de recherche : implication accrue d'équipes de recherche fondamentale en biologie moléculaire et cellulaire, mise en place de réseaux de laboratoires de recherche correspondants, accueil au CEA d'équipes d'autres organismes (CNRS, INRA, INSERM) et création d'unités mixtes de recherche, collaboration dans des appels d'offres nationaux ou internationaux (PCRD).

Globalement, environ 350 personnes travaillent à la Direction des Sciences du Vivant sur l'ensemble du programme de radiobiologie (radiobiologie du génome, radiobiologie cellulaire, radiopathologie et radiotoxicologie) :

- Les études sur les mécanismes de constitution des lésions et la réponse cellulaire aux rayonnements ainsi que des étapes de la transformation cellulaire et de la cancérogenèse sont menées pour l'essentiel au CEA (Saclay, Fontenay, Grenoble) avec le CNRS et en relation avec les Universités. Actuellement, une unité mixte se met en place avec l'INSERM sur les effets des rayonnements ionisants et métaux lourds sur les cellules germinales et la reproduction.
- Les études de radiotoxicologie sont plus directement en rapport avec les études des déchets radioactifs : comportement biologique (biocinétique), essentiellement après inhalation, conséquences biologiques au niveau des organes de rétention, modalités d'élimination et estimation des doses engagées. Depuis quelques années, la radiotoxicologie est en pleine mutation, et les études auparavant essentiellement phénoménologiques, concernent maintenant les mécanismes moléculaires qui gouvernent l'affinité d'un radioélément pour un organe ou une cible subcellulaire et la caractérisation de l'action au niveau de ces cibles. La connaissance de ces mécanismes se révèle indispensable à la définition de stratégies thérapeutiques visant à décorporer et éliminer le radioélément. Les équipements requis (zone surveillée et/ou contrôlée, animalerie intégrée, enceintes d'inhalation, chaîne de métrologie, ...) font que les installations spécifiques sont rares, peu d'installations permettant l'étude d'activités spécifiques élevées (France, USA, Japon).

Le programme de toxicologie nucléaire a pour objectif de décrire les mécanismes de transfert, de transport et les effets sur l'homme et l'environnement des produits utilisés dans la recherche et l'industrie nucléaire, de proposer des solutions de prévention, de surveillance et de remédiation (décontamination, décorporation, dépollution). Ce programme mis en place en 2001, fait appel à des domaines de compétence multiples au sein du CEA : physique, chimie, biologie, modélisations, outils et méthodes analytiques,....

Il s'organise autour de deux domaines de recherche, le premier relatif à l'environnement, le second aux conséquences chez l'homme :

- L'étude des cycles biogéochimiques vise à préciser les facteurs influençant le transfert des éléments de la géosphère à la biosphère, notamment chez les bactéries et végétaux, à déterminer les mécanismes moléculaires responsables de la concentration et biotransformation, à identifier les processus modifiés par ces éléments et pouvant expliquer leur toxicité. Ces études sont indispensables pour l'application à la dépollution de milieux terrestres ou aquatiques.
- La toxicologie nucléaire humaine vise à étudier les mécanismes de toxicité chimique et radiologique au niveau moléculaire et cellulaire, en particulier par les mécanismes moléculaires et cellulaires de transport, et les dérégulations qu'ils peuvent entraîner dans les voies métaboliques les plus importantes de la cellule. Ces études sont indispensables pour permettre la comparaison de la toxicité chimique et radiologique ainsi que l'application aux traitements des contaminations (décorporation).

En parallèle, pour répondre aux questions posées dans ces programmes, l'accent est mis sur le développement d'outils et de méthodes analytiques en milieu chimique et biologique ainsi que sur le développement d'outils et de méthodes de modélisation et simulation.

Le programme est mis en place pour 5 ans et douze projets scientifiques ont été sélectionnés, dans une première étape, pour une durée de 2 ans. Les titres des projets indiquent l'intérêt que leurs résultats pourront présenter vis à vis de l'impact des déchets radioactifs à vie longue :

- 4 projets dans le domaine cycle biogéochimiques (résistance chez les bactéries, transport et accumulation chez les végétaux, chélation biologique, transfert sol-plantes).

- 4 projets dans le domaine de la toxicologie nucléaire humaine (génotoxicologie, toxicocancérologie, cibles moléculaires des actinides, décorporation).
- 4 projets transverses aux deux domaines (toxicité du cadmium et du sélénium et stress oxydant, dynamique du transcriptome en réponse au cadmium, caractérisation et spéciation du cobalt, transporteurs membranaires de métaux et radionucléides).

Les radionucléides et éléments choisis sont pour l'essentiel l'uranium et actinides, le cobalt, l'iode, et le cadmium.

Plus de 100 personnes (en équivalent homme/an) sont impliquées directement dans ce programme. Une trentaine de thèses et stages post-doctoraux sont également prévus dans ces équipes sur ces projets spécifiques.

Dans ce contexte, les laboratoires s'intéressant aux techniques nouvelles de chimie analytique ainsi qu'aux métaux et à leurs fonctions biologiques (transports transmembranaires, oxydo-réduction, transduction d'énergie, ...), aux interactions métal-protéine, aux propriétés des sites actifs et à la chimie combinatoire, à la chimie des protéines sont partie prenante dans l'évolution des connaissances. Ces laboratoires sont au CEA (Saclay, Grenoble, Marcoule, Cadarache), mais aussi au CNRS et dans les Universités et bénéficient des développements en cours en analyse génomique et post-génomique (Evry, Paris, Marcoule,..).

Dans le domaine des *transferts dans l'environnement d'éléments radioactifs*, les laboratoires de l'IPSN ont développé des plates-formes techniques, méthodes et analyses de données avec un recul de plusieurs décennies. La caractérisation des mécanismes de transfert dans les sols et dans les végétaux, le rôle des microorganismes sont étudiés au CEA à Cadarache avec l'INRA (Versailles, Toulouse, ...) et le CNRS (Nancy). Plus récemment s'est développé un centre national de recherches sur les sols pollués à Douai (CNRSSP), en relation avec le CEA et l'Institut Pasteur de Lille.

Dans tous ces domaines, Les collaborations nationales et internationales (USA, Japon), sont très nombreuses, notamment dans le cadre européen (PCRD).

Les recherches en relation avec « l'aval du cycle » au CNRS

La vocation de recherche fondamentale de l'organisme contribue à apporter les outils et les concepts développés en génomique structurale et fonctionnelle et d'une manière plus générale en biologie cellulaire, à décrire l'impact et le mode d'action de génotoxiques et de cytotoxiques de l'environnement au niveau cellulaire et moléculaire des végétaux à l'homme. Ces connaissances constituent la base d'une évaluation rationnelle et documentée du risque.

Le Département des Sciences de la Vie contribue plus spécifiquement à l'étude des toxicités des éléments et isotopes, des processus de transfert dans la chaîne alimentaire en évaluant les possibilités de bioconcentration et les conséquences biologiques sur la biosphère, la caractérisation des effets biologiques chez l'homme en fonction des conditions d'exposition et des facteurs individuels. On trouvera, ci-après, le nombre de formations CNRS se réclamant des thèmes énumérés ; bien entendu une même formation s'intéresse souvent à plusieurs de ces thèmes.

- En *cytotoxicologie et génotoxicologie* : sur l'apoptose (64), la mutagenèse (52), la recombinaison génétique (37), l'instabilité génétique (30), l'oncologie (42).
- Sur *les processus biologiques en relation avec ces phénomènes (chimio, photo et/ou radioinduits)* : cycle cellulaire (47), réplication (22), signalisation, communication cellulaire (86), réparation des lésions (23), adaptation au stress (50), vieillissement (35), évolution fonctionnelle et écosystèmes (61).

On notera que certaines d'entre elles développent ces activités au sein de Départements du CEA / Direction des Sciences du Vivant ou de Laboratoires de Recherches Correspondant du CEA ou encore sont associées en « Groupements de Recherche » ou GDR avec des équipes du CEA et de l'Université.

Les recherches à l'INSERM

A l'INSERM, les préoccupations scientifiques sont similaires avec une orientation plus marquée vers la recherche clinique et l'épidémiologie. Sur ces aspects plus spécifiques, 14 formations mènent des travaux dans le domaine des radiations ionisantes : épidémiologie (2), effets de l'iode 131(1), identification des évènements précoces et tardifs de la radiolyse et sur les mécanismes de réparation de l'ADN (11) et 4 formations mènent des travaux sur l'exposition aux métaux lourds.

En épidémiologie, il faut notamment mentionner la mise en place du *registre national des leucémies de l'enfant*, élément essentiel dans la recherche des effets leucémogènes de différents types d'exposition environnementale, les études de mortalité par cancer et d'incidence menées dans différentes populations exposées aux radiations ionisantes (travailleurs d'entreprises contractantes de l'industrie nucléaire, population de Polynésie française, risque cancérogène de l'iode 131,...), les effets de métaux lourds comme facteur de risque potentiel de malformation congénitale et de cancer (expositions professionnelles ou environnementales). Sont associées dans certaines études, l'analyse moléculaire des caractéristiques des cancers induits ou non. C'est ainsi que les modifications moléculaires « spécifiques » de cancers radio-induits de la thyroïde seront recherchées dans une étude sur les facteurs de risque de cancer de la thyroïde en Polynésie française.

En radiobiologie, les études portent principalement sur :

- la radiolyse : identification des réactions primaires et de leurs conséquences physiopathologiques en milieu biologique ;
- les mécanismes de la réparation de l'ADN : réparation homologue, étude des enzymes impliqués dans la reconnaissance et réparation des lésions radio-induites,...

Les études sur les métaux lourds concernent surtout les effets du plomb : facteurs de risque de malformation congénitale (fente palatine), absorption gastro-intestinale, effet sur le développement psychomoteur de l'adolescent et le développement de l'enfant (naissance à 8 ans), mais aussi les effets conjoints du plomb et sélénium sur le métabolisme de monoamines (sérotonine, dopamine).

Par ailleurs, les connaissances en toxicologie clinique, professionnelle, environnementale, agrochimique, etc. sont la source de *bases de données toxicologiques* importantes et de compétences que l'on retrouve dans des laboratoires universitaires et hospitaliers, dans les écoles agronomiques et vétérinaires, à l'INRA, l'INSERM, l'INRS, l'INERIS, ...

Les aspects biologiques et l'impact sanitaire des déchets radioactifs à vie longue ne sont pas directement intégrés dans les trois axes de la loi 91-1381. Les programmes de recherche des différents organismes, les collaborations nationales et internationales, permettent d'avoir un ensemble de connaissances actualisées sur le comportement et les effets de toxiques chimiques ou radiologiques. Cependant, ces connaissances et expertises ne peuvent prétendre pouvoir répondre à toutes les questions spécifiques sur l'impact environnemental ou sanitaire des déchets radioactifs à vie longue.

Annexe 5 : Description générale des colis et modèle d'inventaire

Le Modèle d'Inventaire de Dimensionnement (MID) prend en compte la mise à jour des données d'entrée « colis » concernant les natures de déchets HAVL et les familles de colis associées ainsi que leur quantification, en nombre et volume de colis.

Les principales évolutions par rapport au MIP sont signalées ci-après :

- Concernant les natures de déchets HAVL, l'évolution la plus notable est la prise en compte des déchets militaires du CEA, sous la forme de combustibles usés et de déchets B. D'autres déchets, tels que les sources et déchets radifères, sont aussi portés à l'inventaire HAVL de manière conservative,
- Des ajustements ont également été opérés au niveau de la liste des familles de colis pour l'intégration des familles de colis non prises en compte dans le MIP et une mise en cohérence avec les dossiers de connaissances des producteurs.

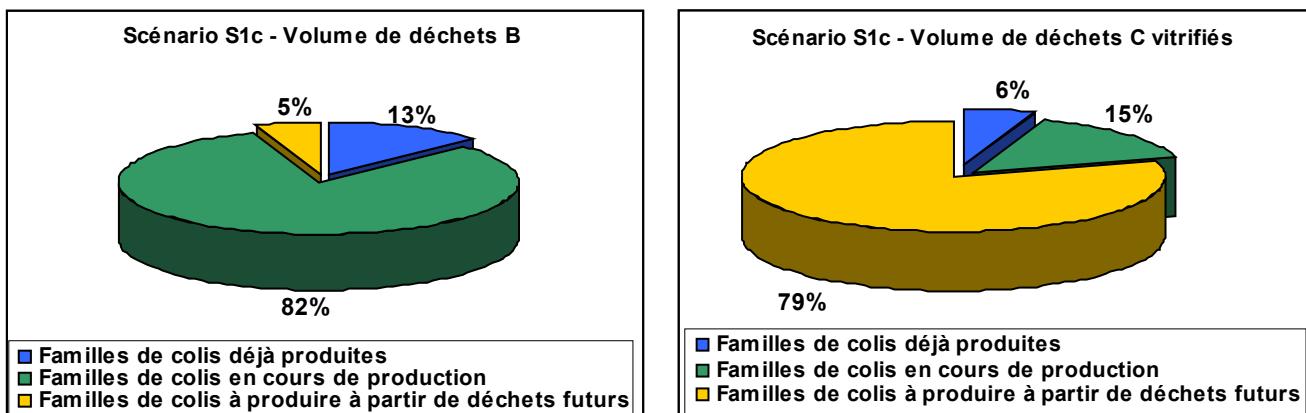
L'inventaire HAVL du MID est ainsi découpé en 62 familles de colis comprenant :

- 16 familles de colis de déchets C dont 5 familles de colis de combustibles usés et 11 familles de colis de déchets C vitrifiés,
- 46 familles de colis de déchets B.

Les déchets de démantèlement des I.N.B. ne font plus l'objet de familles de colis distinctes dans le MID. Ils sont pris en compte quantitativement dans l'inventaire HAVL, notamment par le biais des marges de dimensionnement. Les natures et modes de conditionnement des déchets de démantèlement sont supposés identiques aux autres déchets (déchets technologiques par exemple) décrits dans les dossiers de connaissances. Ils sont rattachés aux 3 colis types suivants du MID : B1, B3 et B5.

Les familles inventoriées regroupent des familles de statuts différents comprenant : ① des familles de colis déjà produites, ② des familles de colis en cours de production, incluant la production de colis à partir de déchets existants, non encore conditionnés et ③ des familles de colis à produire à partir de déchets futurs.

Les volumes respectifs de déchets B et C, suivant les statuts des familles de colis, sont illustrés ci-dessous. L'essentiel du volume de déchets B (95%) est déjà produit ou actuellement en cours de production. Pour les déchets C vitrifiés, une situation inverse est observée puisque, dans ce cas, la majorité des colis (79%) reste encore à produire.



La description des familles de colis est donnée dans les dossiers de connaissances établis par les producteurs : ces dossiers concernent l'ensemble des familles de colis inventoriées, y compris les familles de colis à produire à partir de déchets futurs.

Ces dossiers sont exploités et utilisés par l'Andra pour décrire les colis types des modèles d'inventaires.

Le Modèle d'Inventaire de Dimensionnement (MID) comprend 16 colis types pouvant être déclinés, le cas échéant, en sous colis types, pour les besoins des études. Les critères de sélection des colis types sont notamment les caractéristiques de colis importantes pour la conception et la sûreté du stockage : nature du déchet, mode de conditionnement, performance de confinement, contenus radiologique et chimique, puissance thermique, criticité, gabarit, etc.

Par rapport au MIP, le MID intègre 4 nouveaux colis types CU3, B6, B7 et B8 dédiés respectivement aux combustibles CEA, aux déchets de structure et technologiques vrac, aux sources et aux déchets radifères.

Le tableau ci-dessous synthétise les informations sur les familles de colis de déchets considérées et les regroupements dans les colis types du MID.

COLIS TYPES DU MID		FAMILLES DE COLIS		PRODUCTEURS
Combustibles REP EDF	CU1 Combustibles usés UOX et URE			EDF
	CU2 Combustibles usés MOX			
Combustibles CEA	CU3 Combustibles usés et échantillons combustibles divers (EL4, RAPSODIE,)			CEA
	Combustibles CELESTIN			
	Combustibles de la propulsion navale			
Déchets vitrifiés	C0 Déchets vitrifiés PIVER			CEA
	Déchets vitrifiés UMo R7			COGEMA
	Déchets vitrifiés AVM			
	C1 Déchets vitrifiés "thermique actuelle"			COGEMA
	C2 Déchets vitrifiés "thermique future"			
	C3 Déchets vitrifiés UOX/MOX			
	C4 Déchets Pu vitrifiés			
	B1 Déchets activés des réacteurs REP et RNR			EDF
	B2 Fûts bitumes Valduc, STE2, STE3 et STEL			CEA, COGEMA
	B3 Coques béton 1000 l contenant des déchets divers			CEA
	CAC et CBF-C'2 contenant des déchets technologiques divers			COGEMA
	Coques béton 1800 l contenant des déchets divers			CEA
	Coques béton 500 l (boues et concentrats)			CEA
	CHI (Conteneur Haute Intégrité équivalent à un CBF-C'2)			CEA
	CSD-C contenant des déchets alpha			COGEMA
	Fûts EIP contenant des déchets de procédé cimentés			COGEMA
	500 l MI contenant des déchets divers			CEA
	870 l FI alpha Pu et divers 870 l			CEA
	B4 Fûts de coques et embouts cimentés			COGEMA
Déchets de structure cimentés	B5 CSD-C contenant un mélange de coques et embouts et de déchets technologiques métalliques et/ou organiques			COGEMA
déchets technologiques compactés	CSD-C contenant les déchets de structure HAO			
	CSD-C contenant les déchets magnétiens des silos 115 et 130			
Déchets de structure et technologiques vrac	B6 Conteneurs 180 l avec des déchets d'exploitation AVM			COGEMA
	Fûts EIP avec déchets de structure métalliques			
	Fûts EIP avec des déchets magnétiens			
	Fûts EIP avec des déchets technologiques alpha			
	Fûts EIP avec des déchets technologiques métalliques			
Sources	B7 Colis "sources" (y compris blocs sources existants)			Andra
Déchets radifères	B8 Colis "aiguilles radium et objets divers " et PbSO4			Andra

Description des familles de colis et des regroupements dans les colis types du MID

Annexe 6 : Moyens financiers et budgétaires

Les dépenses réalisées de 1992 à 2002 et les dépenses prévues pour 2003 sur les recherches menées au titre de la loi du 30 décembre 1991 sont reportées dans le tableau suivant, exprimées en Euros.

Montants exprimés en M € courants HT

		1992	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000	2001	2002	2003	TOTAL
A	CEA	23,8	32,6	38,6	48,6	49,5	52,7	54,7	60,8	62,8	63,8	62,3	81,0	631,2
x	CNRS	0,5	5,1	5,3	3,7	5,5	6,1	6,5	7,2	7,6	8,0	7,6	50,9	50,9
e	COGEMA	1,1	1,7	1,4	1,4	1,5	1,4	1,4	1,8	0,0	0,0	0,0	21,0	21,0
1	EDF			0,3	0,3	0,4	0,5	0,4	0,5	1,2	1,1	1,4	15,5	15,5
	Framatome ANP									0,6	0,5	1,1	5,3	5,3
	Total Axe 1	23,8	34,2	45,4	55,6	54,9	66,2	64,0	70,2	72,1	73,4	72,8	91,3	723,9
A	Andra	37,2	30,0	53,1	62,5	57,6	43,4	38,9	44,7	66,9	63,1	58,2	95,6	651,2
x	CEA	13,3	10,8	14,9	16,0	17,7	18,0	17,2	8,2	10,7	9,0	8,2	8,0	152,0
e	CNRS	0,3	1,0	1,0	1,5	0,3	0,4	0,4	5,6	4,6	7,3	6,4	7,1	41,1
2	COGEMA					1,8	2,6	2,6	0,4	0,3	0,6	0,3	0,5	3,4
	EDF							2,9	4,1	5,5	5,5	5,6	6,8	37,6
	Framatome ANP									0,2			0,2	0,2
	Total Axe 2	50,5	41,1	69,0	80,0	77,4	67,0	65,0	61,9	91,0	83,7	80,9	118,0	885,5
A	CEA	33,2	33,8	33,2	35,5	38,9	40,9	45,4	64,9	70,3	57,3	58,5	53,1	565,0
x	CNRS								3,4	1,8	4,7	4,5	4,2	18,6
e	COGEMA								0,5	1,5	1,7	1,0	1,8	7,7
3	EDF			0,2	0,3	0,5	0,8	2,2	3,4	2,3	2,2	5,2	3,3	20,4
	Framatome ANP					0,2	0,2	0,3	0,4	0,5	0,5	0,3	0,3	2,7
	Total Axe 3	33,2	33,8	33,4	35,8	39,6	41,9	48,4	73,6	76,6	65,9	69,5	62,7	614,4
	Total R&D loi	107,5	109,1	147,8	171,4	171,9	175,1	177,4	205,7	239,7	223,1	223,2	272,0	2223,9

Commentaires

- Pour 2003 les chiffres reportés correspondent aux budgets prévisionnels ;
- Les dépenses réalisées par Framatome ANP ont été réajustées pour les années 1995 à 2001 ;
- La structure PACE ayant été mise en place en 1997, les chiffres CNRS antérieurs n'ont pu être comptabilisés ;
- Concernant COGEMA, à noter l'évolution du périmètre comptable en 1998 ;
- Les chiffres fournis sont des budgets d'exécution. Ainsi le financement de R&D avec le CEA et le financement de

l'Andra ; le financement des recherches menées par l'Andra sur l'axe 2 est assuré par les producteurs de déchets ;

6. La réorganisation du CEA intervenue en 2000 a impliqué un changement de périmètre des budgets des axes 1 et 3 par suite du transfert des programmes de recherches sur le conditionnement spécifique vers l'axe 1.
7. La progression sensible des dépenses sur l'axe 1 pour le CEA est liée à la prise en compte des irradiations dans Phenix.

Annexe 7 : 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).

ADT – Accelerator Driven Test, projet américain de démonstrateur de système hybride.

Acide cétomalonique - diacide organique de formule C₄ O₅ H₅.

Actinex – ACTINides EXtraction – nom porté jusqu'en 1999 par un programme de recherches du CEA sur la séparation des actinides mineurs.

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.

ADS – Accelerator Driven System, système de transmutation assistée par accélérateur.

AEA – Atomic Energy Authority – Autorité de l'Energie Atomique du Royaume-Uni (voir UKAEA).

AEN – Voir OCDE/AEN

AGOR – Cyclotron supra-conducteur délivrant notamment des protons de 200 MeV (intensité de courant de l'ordre du

microampère) installé à l'Université de Groningen (Pays-Bas).

Agrément de niveau 1 - Reconnaissance par l'Andra du respect de la spécification de niveau 1 par une famille de colis déjà produites ou en cours de production. Il signifie que l'Andra reconnaît la production de colis aux caractéristiques connues et stables dans le temps.

Agrément de niveau 2 - Vérification qu'une famille de colis est conforme aux exigences de performances de l'Avant Projet Préliminaire de stockage telles que décrites dans les spécifications de niveau 2.

AIEA – Agence Internationale de l'Energie Atomique – Vienne – Autriche - Agence spécialisée de l'ONU.

ALARA - As Low As Reasonably Achievable - niveau d'exposition le plus faible qu'il soit possible d'atteindre raisonnablement dans la pratique, compte tenu des facteurs économiques et sociaux.

Alcalin – Qualifie l'ensemble des métaux dits alcalins (lithium, sodium, potassium, rubidium, césium) ; leur réaction avec l'eau produit une solution alcaline.

AM – Abréviation de : Actinide Mineur (Np, Cm, Am, Cf, Bk, Es).

Âme de graphite – Elément en graphite inséré au sein du combustible des réacteurs UNGG.

Amorphisation – Transformation de l'état cristallin à l'état amorphe.

AMSTER – Concept de réacteur critique à neutrons thermiques, utilisant un combustible caloporeur à uranium enrichi en sels fondus, modéré par du graphite.

An – Abréviation pour désigner les actinides.

Analyse de sûreté - Ensemble des examens techniques destinés à apprécier, en fonction de l'évaluation des risques, les dispositions propres à assurer la sûreté nucléaire.

Nota : L'analyse de sûreté peut comprendre une analyse qualitative et une analyse quantitative.

Analyse Fonctionnelle Externe (AFE) du stockage - Recherche de la raison d'être du stockage au travers d'une expression du besoin attendu. Elle conduit à identifier les besoins fonctionnels auxquels le stockage doit répondre.

Analyse Fonctionnelle Interne (AFI) du stockage - Par une approche technico-fonctionnelle, allocation des besoins, auxquels le stockage doit répondre, à des fonctions techniques internes du stockage et de ses principaux composants, dont les colis.

Analyse Qualitative de Sûreté (AQS) du stockage - Analyse de la robustesse du stockage et des ses différents composants, c'est-à-dire analyse de la réponse des différents composants aux perturbations qui pourraient entraîner un dysfonctionnement.

Analyse quantitative de sûreté du stockage - Evaluation des performances du stockage en terme de sûreté, c'est-à-dire calcul d'impact radiologique (performance globale) ou d'indicateurs intermédiaires (flux, temps de retard, concentration...).

Andra - Agence Nationale pour la Gestion des Déchets RAdioactifs.

ANL - Argonne National Laboratory (laboratoire national d'Argonne aux Etats-Unis).

ANSTO – Australian Nuclear Science and Technology Organization – Organisation australienne pour la science et la technologie nucléaires.

ANTEA – Filiale du Bureau de Recherches Géologiques et Minières (BRGM).

APA – (Assemblage au Plutonium Avancé) Réacteur à eau ordinaire dont le cœur est constitué d'assemblages hétérogènes formés 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 iodovanadopломbeuse : 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 par l'homme à partir des radionucléides émis 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 contenant de l'argile (teneur en argile comprise approximativement entre 30 et 40 %).

ASH – Projet d'Accélérateur Supraconducteur pour système Hybride : entendu actuellement comme étant le groupe d'étude de la cavité supraconductrice de gain compris entre 5 et 8 MeV/m et de fréquence 700 MHz.

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

ATALANTE - Atelier Alpha et Laboratoires Analyses, Transuraniens et Etudes de retraitement - Installation CEA de Recherche et Développement sur le retraitement et les déchets (séparation des éléments à vie longue, chimie des actinides et du retraitement, conditionnement des déchets de haute activité en matrice de verre ou de céramique, chimie analytique, etc.). Permet de travailler dans des cellules blindées en milieu de haute activité. Comporte deux tranches ATALANTE 1 et ATALANTE 2. Projet en 1985, construction de Atalante 1 achevée en 1990, mise en service en 1992 (Marcoule).

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

AUSTRON – Projet autrichien de source de spallation constituée d'un accélérateur linéaire de 130 MeV et d'un anneau d'accélération et de compression (caractéristiques : faisceau incident de protons de 1,6 GeV ; courant moyen : 128 7A ; fréquence : 25 Hz, pouvant être doublée ; puissance totale moyenne : 200 kW, pouvant être doublée).

Barrière de confinement - Dispositif capable d'empêcher ou de limiter la dispersion des matières radioactives.

Bloquage de déchets radioactifs - Immobilisation de déchets radioactifs par un matériau permettant d'obtenir un produit solide, compact et stable, physiquement non dispersable.

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 – Etude de validation des modèles de la biosphère.

BIOSPHERE – Ensemble des écosystèmes de la planète terre, comprenant tous les êtres vivants et le milieu où ils vivent.

Bis-triazine-pyridine - Molécule azotée qui comporte deux cycles triazinyl à trois atomes d'azote lié à un cycle pyridine à un atome d'azote. Sur les sept atomes d'azote trois sont des atomes donneurs.

BN – 350, 600 et 800 – Types de réacteurs à neutrons rapides russes (oxyde de plutonium). En russe, B est l'initiale de Rapide et N de Neutrons.

BNFL – British Nuclear Fuels Limited : Compagnie Britannique des combustibles nucléaires (Royaume-Uni).

BO - Barrière ouvragée.

BOR - Barrière Ouvragée de Remplissage (concerne le stockage profond des déchets).

BOR-60 - Réacteur de 60MWé à neutrons rapides refroidi au sodium, Dimitrovgrad (Russie). En russe, B est l'initiale de Rapide, O de Oxydes et R de Réacteur.

BRGM – Bureau de Recherches Géologiques et Minières ; établissement public qui dépend du Ministère de l'Industrie.

BRIGHT – Voir CODE BRIGHT.

Britholite - Variété d'apatite : phosphate de calcium et de terres cériques utilisé comme 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'Acception 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)

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

CAPRA - Consommation Accrue de Plutonium dans les réacteurs RApides - Programme de recherche du CEA qui vise à étudier la faisabilité de réacteurs à neutrons rapides conçus pour brûler du plutonium en quantité élevée.

CASTEM 2000 – Code généraliste aux éléments finis permettant de résoudre des problèmes en mécanique des solides, mécanique des fluides et thermique.

Catalyse – Domaine de la chimie dédié à l'étude des vitesses de réaction dont la modification est liée à la présence de certaines substances (catalyseurs) qui se retrouvent intactes à la fin de la réaction ; la mousse de platine constitue un catalyseur utilisé fréquemment en chimie.

CEA - Commissariat à l'Energie Atomique.

CEMRACS – Centre d'Eté Mathématique de Recherches Avancées en Calcul Scientifique.

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

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

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

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

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

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

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

***Château de transport** - Conteneur blindé utilisé pour le transport et éventuellement l'entreposage des matières radioactives.

Chemise de graphite – Elément de graphite qui entoure la gaine en magnésium des combustibles de certains réacteurs UNGG. Lors du retraitement l'élément combustible est d'abord débarrassé de la chemise de graphite avant son dégainage qui met à nu le combustible.

CHEMSIMUL – Code de simulation du phénomène de radiolyse dans les matrices cimentaires (intégré dans CASTEM).

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.

CHON – Désigne des molécules organiques qui ne renferment que du carbone (C), de l'hydrogène (H), de l'Oxygène (O) et de l'azote (N) ; elles sont généralement incinérables et ne donnent que H₂O, CO₂, NO_x comme produits de réaction.

CIEMAT – Centro de Investigacion Energica MedioAmbiental y Technologica – Centre de recherche pour l'énergie, l'environnement et la technologie (Espagne).

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

CLAB – Installation suédoise d'entreposage centralisé du combustible irradié (Suède).

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.

Cluster – Groupement d'atomes individualisés au sein d'un solide qui lui confère certaines propriétés particulières telles que spectroscopiques.

CMPO – Oxyde de CarbamoylMéthylPosphine (sigle générique) ; la molécule utilisée est l'oxyde d'octyl-phénol 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 de Barcelone.

CODEM/GIE – CONditionnement des DEchets Marcoule/Groupement d'Intérêt Economique rassemblant EDF – CEA – COGEMA pour l'assainissement radioactif de l'Etablissement de Marcoule (notamment de UP1).

COGEMA - COMPAGNIE GENÉRALE DES MATIÈRES NUCLÉAIRES - Filiale d'AREVA.

Colis de déchets - Conteneur non récupérable rempli de déchets radioactifs conditionnés.

Colis anciens - Colis dont la production est aujourd'hui arrêtée et pour lesquels un producteur peut ne pas être en mesure de satisfaire, ou seulement partiellement, aux exigences techniques et documentaires exprimées par l'Andra pour l'agrément de niveau 1 des colis HAVL.

Colis primaire d'entreposage (pour la longue durée) - Colis apte en l'état à l'entreposage de longue durée et pouvant correspondre directement à un colis primaire et / ou un colis de stockage. Il peut être repris à l'issue de la période d'entreposage.

Colis primaire - Colis tel qu'il est issu de l'installation de traitement du producteur de déchets en vue de son entreposage dans ses installations et pouvant correspondre directement à un colis primaire d'entreposage et / ou un colis de stockage.

Colis de stockage - Colis tel qu'il serait pris en compte dans une installation de stockage correspondant à des colis primaires éventuellement placés dans des compléments de colisage.

Colis type - Colis représentatif d'une famille ou d'un ensemble de familles de colis auquel est associé un référentiel homogène d'options de sûreté et de performances. Il est construit de manière à réduire le nombre et la variété des

familles de colis « primaires » de l'inventaire à un nombre restreint de colis types sur lesquels sont développées les études de faisabilité d'un stockage.

Complément de colisage - Enveloppe(s) ou dispositif(s) complémentaire(s) des colis primaires de déchets B ou C pour les transformer en colis primaire d'entreposage et / ou de stockage.

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.

Commission Castaing - Du nom de son Président, cette Commission désigne en fait 3 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).

Concept d'une installation - Description d'une des possibilités de réalisation d'une installation.

Conditionnement des déchets radioactifs - Ensemble des opérations consistant à mettre les déchets radioactifs sous une forme convenant à leur transport, leur entreposage et/ou leur stockage.

Confinement - Maintien de matières radioactives à l'intérieur d'un espace déterminé grâce à un ensemble de dispositions visant à empêcher leur dispersion en quantités inacceptables au delà de cet espace.

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

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.

CORA - Commissie Opberging Radioactief Afval - Commission (hollandaise) pour les déchets radioactifs.

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

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 la loi du 30 décembre 1991.

COUPLEX - Exercices, conduits par l'Andra, de modélisation et de simulation des transferts de radionucléides d'un stockage souterrain à la surface. Ces exercices sont destinés à tester différentes approches de simulation.

COVRA - 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.

CRIEPI - Central Research Institut of Electric Power Industry - Institut central de recherche de l'industrie de l'énergie électrique (Japon).

Critères d'acceptation en entreposage - Ensemble des règles à satisfaire par un colis de déchets en vue de son acceptation dans une installation.

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).

CSM - Centre de Stockage de la Manche - Centre de stockage de déchets radioactifs de catégorie A, géré par l'Andra (France) et actuellement en phase de surveillance.

CSP – Centre de Stockage Profond.

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

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

Cyanex 301 – Ester dérivé d'un acide phosphinique avec substitution de deux atomes d'oxygène par le soufre ; c'est l'acide (2,4,4 triméthylpentyl) dithiophosphinique de formule $(C_8H_{17})_2(SH)P=S$.

Cyanure – Sel de l'acide cyanhydrique (HCN) ; les sels d'alcalins sont toxiques comme le cyanure de potassium (KCN).

DAIE - Demande d'Autorisation d'Implantation et d'Exploitation pour les laboratoires souterrains ; les conditions administratives pour ces demandes sont précisées dans l'arrêté du 16 juillet 1993 – Désigne généralement l'ensemble des documents soumis à l'enquête publique par l'Andra.

Déchets - Au sens de l'article n°1 de la loi n° 75-633 du 15 juillet 1975 modifiée, 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.

Déchet conditionné - cf. « conditionnement des déchets radioactifs ».

Déchets de catégorie A - Déchets de faible et moyenne activité ne renfermant principalement que les émetteurs $\beta\gamma$ à vie courte ou moyenne

(période ≤ 30 ans) et des émetteurs α en faible quantité ($\leq 3,7$ GBq/t ou 0,1 Ci/t, limite de l'activité α après 300 ans).

Déchets de catégorie B - Déchets de faible et moyenne activité renfermant des émetteurs de longue période et notamment des émetteurs α en quantité importante ($> 3,7$ GBq/t ou 0,1 Ci/t en activité α , et en moyenne excepté pour des radionucléides spécifiques, < 370 GBq/t ou 10 Ci/t en activité $\beta\gamma$).

Déchets de Catégorie C - Déchets de haute activité renfermant des quantités importantes de produits de fission, d'activation et d'actinides. Ils génèrent souvent 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 de recherches que l'on doit conduire dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991.

Déchets HAVL - Déchets appartenant, suivant la classification française des déchets, à l'une des catégories suivantes :

- déchets de catégorie C, de très haute activité bêta et gamma, contenant des quantités significatives de radionucléides à vie longue (déchets vitrifiés et combustibles usés si la gestion de fin de cycle retenue pour ces derniers est le stockage direct),
- déchets de catégorie B, de faible et moyenne activité, contenant aussi des radionucléides à vie longue, généralement des émetteurs alpha.

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 tritiés mixtes - Déchets renfermant des quantités de tritium supérieures à l'acceptabilité en surface et renfermant également d'autres radionucléides (émetteurs $\beta\gamma$ - α).

Déchets ultimes (loi 75.663 du 17/07/75 et 92.646 du 13/07/92) - "Est ultime au sens de la présente loi (92.646) un déchet, résultant ou non du traitement d'un déchet, qui n'est pas 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". A compter du 1er juillet 2002, les installations d'élimination des déchets par stockage ne seront autorisées à accueillir que des déchets ultimes.

Déchet « vrac » - Déchet non bloqué (cf. « bloquage des déchets radioactifs »).

Descriptif de Procédé (DP) - Document décrivant le procédé de fabrication d'un colis de déchets dans une installation de conditionnement. Il précise notamment la nature des déchets traités et les caractéristiques du colis produit.

Descriptif d'Evaluation d'Activité (DEA) - Document décrivant la ou les méthodologies mise en œuvre par un producteur pour déterminer, en production, l'activité contenue dans un colis de déchets, et leur justification. Il décrit en particulier : les modes opératoires, les étalonnages et les performances (limites de détection et incertitudes de mesurage) permettant de juger de la pertinence de ces méthodologies par rapport au contenu radiologique des colis et de leur qualification.

DGEMP - Direction Générale de l'Energie et des Matières Premières, au sein du secrétariat d'état à l'industrie.

DGSNR - Direction Générale de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection.

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.

DIAMEX-SANEX - Procédé de séparation des actinides mettant en œuvre une extraction des actinides et des lanthanides suivie d'une extraction sélective des actinides.

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 rayon X par l'échantillon et l'analyse s'effectue en mesurant la direction et l'intensité des maximums de diffraction.

DIFFU-CA - Code de calcul développé au CEA pour la modélisation simplifiée et la prédiction dans le temps de la cinétique et des mécanismes de dégradation chimique des matériaux à base de liant hydraulique au contact d'une solution agressive (chimie du calcium de la portlandite et des CSH).

DIFFUZON - Code de calcul développé au CEA pour la modélisation phénoménologique ainsi que la prédiction dans le temps de la cinétique et des mécanismes de dégradation chimique des matériaux à base de liant hydraulique au contact d'une solution agressive.

Dithiophosphinique - Molécule acide du type RR' (SH) P = S comportant deux atomes de soufre donneurs ; elles sont utilisées pour l'extraction des actinides et des lanthanides.

DMDOHEMA - diméthyl*diocetylhexylethoxy*-malonamide utilisé pour l'extraction des actinides et lanthanides (cf. DIAMEX).

DOE - Department Of Energy - Ministère de l'Energie des Etats-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.

Dossier colis - Document, engageant la responsabilité du producteur, rassemblant ses caractéristiques conformément aux besoins exprimés par l'Andra et le CEA dans le cadre de leur responsabilité d'étude de faisabilité respectivement d'un stockage géologique et d'un entreposage de longue durée.

Dossier de caractérisation - Document rassemblant les informations relatives aux essais menés et aux résultats obtenus dans le cadre du programme de caractérisation d'un colis de déchets, en général préalablement à sa mise en production.

Dossier de connaissances - Document, engageant la responsabilité du producteur, décrivant un état de la connaissance sur une famille de colis conformément aux besoins exprimés par l'Andra afin de conduire ses études d'un stockage géologique. Ce document constitue aussi la donnée d'entrée « colis » pour les études de faisabilité d'un entreposage de longue durée.

DOVITA - Dry Reprocessing Oxide fuel Vibropac-Integral Transmutation of Actinides (procédé de retraitement par voie pyrométallurgique -dite voie sèche- des combustibles compactés par vibration pour une transmutation intégrale des actinides). Ce procédé est développé par le RIAR de Dimitrovgrad (République Fédérale de Russie).

DPPR - Direction de la Pollution et de la Prévention des Risques, au sein du Ministère de l'Environnement.

DSM - Direction des Sciences de la Matière du CEA.

DTL - Drift Tubes Linacs - structures accélératrices à tubes de glissement pour les énergies de 5 à 100 MeV.

EBR II - Experimental Breeder Reactor, 1964-1994 (réacteur rapide expérimental) Idaho Falls – USA.

ECOCLAY – Programme de recherches du 4^{ème}

PCRD, ayant pour objet l'étude des effets minéralogiques et structuraux des interactions entre diverses bentonites et des eaux cimentaires.

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.

EFR – European Fast Reactor, concept, développé dans un cadre de coopération européenne, de réacteur à neutrons rapides dérivé de SUPERPHENIX.

EIS – Environmental Impact Statement : dossier d'étude d'impact sur l'environnement.

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

Emballage - Ensemble des composants nécessaires pour confiner et permettre de transporter de façon sûre une matière radioactive.

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).

Enrobage des déchets radioactifs - Type de blocage assurant un confinement des radionucléides spécifié et vérifié par des tests normalisés.

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.

ENRESA – Empresa National 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 - Installation industrielle sous contrôle de la société ayant pour fonctions la mise en attente et la préservation des colis, et leur chargement / reprise dans des conditions de sûreté et d’économie viables. La disponibilité de ces fonctions est prévue à la conception pour une durée T séculaire inférieure à 300 ans (50 ans < T < 300 ans).

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 à Oskarshamn en Suède. Un autre est en projet par la NAGRA-CEDRA pour Wellenberg en Suisse.

Epreuve technique - Protocole expérimental de caractérisation, en l'absence d'une norme d'essai applicable.

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.

EtLD – Entreposage de très Longue Durée : désigne un ancien programme de recherche développé par le CEA dans le cadre de l'axe 3 de la loi de 1991.

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

Etui - Conteneur particulier, en général placé au plus près du déchet, combustible irradié ou déchet B. Le conteneur d'un colis primaire est à ce titre un étui.

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.

Famille de colis - Ensemble de colis de déchets radioactifs qui présentent des similitudes suffisantes pour relever d'un même agrément. Cet ensemble est produit en règle générale par une même installation et suivant un même procédé et un même référentiel de production.

Ferricyanure – Sel complexe à base de cyanure et de fer trivalent renfermant un anion de formule $[\text{Fe}(\text{CN})_6]^{3-}$.

Ferrocyanure – Sel complexe à base de cyanure et de fer divalent renfermant un anion de formule $[\text{Fe}(\text{CN})_6]^{4-}$. Dans l'industrie nucléaire le ferrocyanure de potassium est utilisé dans le traitement des effluents.

Filtres à iodé - Filtres utilisés pour le piégeage de l'iodé dans les usines de retraitement ; ils renferment généralement de l'iodé 129 (émetteur β à vie longue).

Fines de dissolution – Eléments métalliques provenant, d'une part du cisailage des éléments combustibles et, d'autre part, des résidus intermétalliques de la dissolution à l'acide nitrique (platinoïdes avec quelques traces d'oxydes de plutonium et d'actinides).

Fluence - Le nombre d'interaction par seconde dans un réacteur est égale au produit du flux (nombre de neutrons par cm^2 et par sec.) par la section efficace et le nombre de noyaux cibles atteints. La fluence est égale au nombre de neutrons qui ont bombardé une surface de 1 cm^2 durant un temps donné, appelé temps d'irradiation. Elle est égale au produit du flux par le temps d'irradiation exprimé en secondes.

FOCA - Matériau argileux actuellement étudié pour constituer les barrières ouvrageées (extrait de la carrière de FOurges-CAhaignes qui lui a donné son nom).

FORPRO - Groupement de recherche entre le CNRS et l'Andra créé le 1^{er} Janvier 1998 pour les recherches à conduire dans les laboratoires souterrains de qualification (FORmation géologique PROfonde).

Fraction annuelle relâchée - Expression utilisée pour caractériser la quantité de radionucléides qu'un colis de déchets peut relarguer dans l'environnement dans des conditions définies de lixiviation (exprimée généralement en % de l'activité totale du colis).

Framatome ANP - Société industrielle française spécialisée dans la conception et la construction de centrales nucléaires et de réacteurs de recherche, la fabrication de composants lourds et la fourniture de combustibles nucléaires.

FZK - Forschungs Zentrum Karlsruhe (Centre de recherche de Karlsruhe - Nouvelle appellation du KFK (KernForschung Karlsruhe) - Centre de recherche nucléaire de Karlsruhe - Allemagne.

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 Research ; groupe créé entre le CNRS et des organismes de recherche autour d'un thème commun de recherche.

GEDEON - GEstion des DÉchets par des Options Nouvelles. Groupement de recherche créé en janvier 1997 pour 4 ans entre le CEA, le CNRS et l'EDF (Framatome ANP s'y est jointe en 1998) pour l'étude des options innovantes dans le domaine de la gestion des déchets (systèmes sous-critiques assistés 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.

GENERATION IV - Forum international pour l'étude des systèmes nucléaires de production d'énergie du futur.

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

GFE - Groupement « Fond » d'Entreprises (constitué pour le fonçage des puits du laboratoire souterrain de BURE).

Graphite - Matériau constitué essentiellement de carbone, utilisé dans la filière UNGG (uranium naturel - graphite - gaz) ; en tant que déchet il renferme des quantités notables de tritium et de carbone 14 ; il ne peut être actuellement stocké en surface.

GSI - Gesellschaft für SchwerIonenforschung - Société pour la recherches des ions lourds à 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).

HAVL - Haute Activité à Vie Longue Se dit aussi du projet de l'Andra pour la conception d'un stockage souterrain de déchets HAVL. Se dit encore du programme de recherches du CEA sur l'entreposage des déchets de haute activité (déchets de catégorie C - Cf. cette expression), au sein du programme ELD (Cf. cet acronyme).

HDEHP - Diester des alcools éthylique et

hexylique et de l'acide orthophosphorique utilisé pour l'extraction des actinides et des lanthanides.

Hétérogène – Se dit d'une quantité de matière dont les propriétés ne sont pas uniformes et varient avec la partie de matière considérée. Sur la signification de ce mot en neutronique, voir : Recyclage hétérogène – Antonyme : homogène.

Hétéropolyanion – 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 (P₂W₁₇O₆₁110-). 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)₂ Ti₆ O₁₆.

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.

HTEI – High Temperature Electrochemistry Institute, Ekaterinbourg, Russie.

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 NH₂ OH.

IAM – Centre hollandais de recherche

IGCAR – Indira Gandhi Center for Atomic Research Kalpakkam, Inde.

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.

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, 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.

IRIS - Plateforme inactive de R et D pour le procédé d'incinération continue en deux étapes, installée à Marcoule.

IRSN - Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire.

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

ISIS – Source de spallation utilisée au Rutherford Laboratory (Oxford, Royaume-Uni).

ISTC-559 - projet de collaboration Etats-Unis/Europe/Russie pour la construction et l'étude d'une cible de spallation de 1 MW destinée à l'accélérateur de Los Alamos.

ITU – Institut des TransUraniens – Centre Commun de Recherche situé à Karlsruhe (Allemagne).

JAERI - Japon Atomic Energy Research

Institute - Institut japonais de recherches sur l'énergie atomique.

JEF - Joint Evaluated File - Projet coopératif des pays participant à la banque de données de l'AEN de l'OCDE. La bibliothèque JEF rassemble des données nucléaires évaluées, principalement pour les besoins de conception des réacteurs à fission : données sur les interactions entre neutrons et noyaux, rendements de fission, périodes des noyaux, etc.

JNC - Japon Nuclear Cycle Development Institute, Japon (N.B. : a succédé, le 1^{er} octobre 1998, à PNC - Power Reactor and Nuclear fuel development Corporation).

KASAM - Conseil national suédois pour la gestion des déchets radioactifs, comité indépendant fondé en 1985 et rapportant au ministre de l'environnement.

Kd - Caractérise le partage d'un élément entre phase solide et une phase liquide. Valeur du rapport entre la quantité de l'élément par unité de poids de solide à la concentration de l'élément en solution. Le Kd dépend de la quantité totale de l'élément au-delà d'une certaine limite, mais il 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).

LADS - Licence Application Design Selection Study, phase d'étude de projet du dépôt géologique souterrain de YUCCA MOUNTAIN (Nevada, USA).

LANL - Los Alamos National Laboratory (Laboratoire National de Los Alamos)

Lanthanide - 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).

LEMI - Laboratoire d'Etudes Méthodologiques et Instrumentales : dénomination des laboratoires d'études et d'essais qui n'ont pas vocation de qualifier un

site de stockage, comme celui de Tournemire.

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 Etats-Unis pour les applications civiles et militaires (LANL - Los Alamos National Laboratory).

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 de sigle générique M.A. utilisées pour l'extraction des actinides.

Martensitique – Désigne une classe d'acier qui possède une phase de martensite obtenue grâce à un traitement thermique ; la martensite est un composant de l'acier résultant du trempage.

MASURCA- MAquette de SURgénérateur à CADarache - Il s'agit d'un réacteur expérimental sous-critique de faible puissance (5kW) pour les études neutroniques de réseaux rapides, installation destinée à caractériser notamment les performances d'un cœur à combustible hétérogène axial, (CEA, Cadarache, 1966) utilisé aujourd'hui pour l'étude des milieux sous-critiques.

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 assurant le bloquage ou l'enrobage de déchets radioactifs.

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. cette expression).

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.

MID – Modèle d'Inventaire de Dimensionnement produit par l'Andra pour ses études d'avant-projet de stockage.

Mélangeur-décanteur – Appareil de génie chimique servant au mélange et à la séparation de phases liquides.

MENRT – Avant le 27 mars 2000, Ministère de l'Education Nationale, de la Recherche et de la Technologie, dont dépendait la Direction de la Technologie, à présent rattachée au

ministère chargé de la recherche

Microscopie optique – Observation de très petits objets par éclairage avec une lumière visible ; l'observation des objets irradiés par des électrons est désignée par microscopie électronique.

Microsonde électronique – Désigne un microscope électronique fonctionnant à l'envers et concentrant les électrons sur une petite surface. Associée à un diffractomètre à rayons X, elle permet l'étude de la composition de très petites régions de l'objet.

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 opérationnel – Voir MOP.

Modèle de performances (en stockage) - Modèle de relâchement des radionucléides dans des conditions données et précises d'environnement du stockage. Son élaboration est de la responsabilité de l'Andra.

Modèle phénoménologique - Modèle décrivant les mécanismes liés au comportement à long terme (altération et relâchement des radionucléides) des déchets de manière la plus fine. Il intègre au mieux la connaissance des processus responsables du relâchement des radionucléides. Son élaboration est de la responsabilité des producteurs.

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.

MOLS – Maîtrise d'Ouvrage du Laboratoire Souterrain, projet de l'Andra pour la réalisation du laboratoire souterrain de Bure (MEUSE).

MOP - Modèles Opérationnels développés dans le cadre du projet CLTC. Ces modèles, qui ont pour objectif de répondre de manière opératoire

aux grandes questions posées par la conception et la sûreté, sont conçus pour s'intégrer dans les simulations numériques du comportement à long terme des colis. Ils décrivent les phénomènes physiques nécessaires et suffisants et utilisent des données d'entrées des paramètres accessibles à la mesure.

MOX - Métal OXyde - 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.

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).

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 la France (CEA).

NIREX - Entreprise britannique créée par les industriels du secteur électro-nucléaire, pour étudier le stockage final de déchets radioactifs en formation géologique profonde, élaborer l'inventaire national des déchets radioactifs, et établir des normes de conditionnement de ces déchets.

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 aux Etats-Unis.

NRG - Nuclear Research Group - Institut hollandais de recherches nucléaire.

NRI - Nuclear Research Institute - Institut de recherche nucléaire - République Tchèque.

nTOF - Neutron Time Of Flight - Installation expérimentales en cours de réalisation au CERN pour l'étude de la réaction de spallation par mesure du temps de vol des neutrons. L'installation comporte une cible de spallation frappée par un faisceau pulsé de protons de 32 GeV.

NWTRB - Nuclear Waste Technical Review Board - Commission d'évaluation technique, agence fédérale indépendante créée en 1987 par le Congrès des Etats-Unis, par amendement de la loi de 1982 sur la politique de gestion des déchets radioactifs.

OASIS - Outil d'Analyse de Sûreté pour l'Ingénierie des Stockages, développé par l'Andra. Code 1 D de la modélisation de la migration des radionucléides.

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 1er octobre 1961, elle a succédé à l'OECE et comporte des membres non européens (Etats-Unis, Canada, Australie, Nouvelle-Zélande, Japon). - L'Agence pour

l'Energie Nucléaire (AEN) fait partie de l'OCDE.

OIC – Options initiales de conception, fixées par l'Andra préalablement à l'engagement de ses études préliminaires d'une installation de stockage géologique final de déchets radioactifs HAVL.

Oklo - Réacteur fossile situé au Gabon ; il est utilisé pour les recherches sur les analogues naturels (migration et rétention des radionucléides) ; ce réacteur fossile a fonctionné il y a deux milliards d'années.

OMEGA – Option Making Extra Gains From Actinides – Programme de recherche japonais sur les options permettant de valoriser les actinides et les produits de fission.

OMS – Organisation Mondiale de la Santé.

ONDRAF - Organisme National des Déchets Radioactifs et des matières Fissiles - (Belgique).

OPECST - Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques, office créé pour l'évaluation des travaux, recherches et stratégies importantes ; elle évalue les programmes nucléaires et a produit déjà plusieurs rapports d'évaluation ; les derniers, rédigés respectivement par Christian BATAILLE, sur la gestion des déchets de haute activité, Claude BIRRAUX sur l'évaluation des systèmes hybrides ont été publiés le 20 mars 1995 et le 2 avril 1997. Le rapport de Messieurs GALLEY et BATAILLE sur l'aval du cycle nucléaire a été publié en juin 1998, et celui de Madame RIVASI sur les conséquences des installations de stockage des déchets nucléaires sur la santé publique et l'environnement, en mars 2000.

OPHELIE – maquette testée dans le cadre du projet PRACLAY à Mol ; maquette chauffante instrumentée de 40 tonnes pour tester le comportement des barrières ouvrageées de voisinage dans le site de Mol (Belgique).

OSPAR – OSlo – PARis – Convention pour la protection du milieu marin de l'Atlantique du Nord-Est, ouverte à la signature lors de la

réunion ministérielle des Commissions d'Oslo et de Paris, le 22 septembre 1992. Elle est entrée en vigueur le 25 mars 1998. La première réunion ministérielle pour l'application de cette convention a été tenue les 22 et 23 juillet à SINTRA (Portugal).

PACE - Programme sur l'Aval du Cycle Electronucléaire. Ce programme fédère au CNRS, les travaux menés dans les groupements de recherche (PRACTIS, GEDEON, FORPRO, NOMADE, MOMAS) dans lesquels le CNRS est impliqué pour les recherches relevant de la loi du 30 décembre 1991.

P & T – Partitioning & Transmutation : séparation et transmutation. Désigne, dans les programmes internationaux, l'ensemble des procédés de séparation poussée et de transmutation des radionucléides, et les programmes de recherches correspondants.

PARTNEW – Programme de recherches sur les séparations poussées, mené dans le cadre du 5^{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. En matière d'Energie Nucléaire, le 5^{ème} PCRD débute en 1998 et dure jusqu'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.

PDD – Plan De Développement (programme général de l'Andra)

Pechblende - Minerai d'uranium constitué d'un mélange d'oxydes d'uranium dont l'uraninite (UO_2).

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 exploitation – observation du stockage - Cette phase débute à la réception du premier colis et comprend les activités suivantes :

- réalisation de nouveaux modules de stockage,
- réception des colis de déchets fournis par les producteurs,
- préparation des colis pour les rendre «stockables »,
- transfert des colis dans la formation géologique retenue,
- remplissage des modules,
- fermeture des modules,
- surveillance ou observation des modules,
- fermeture des zones de stockage,
- surveillance ou observation des zones,
- fermeture des galeries d'accès et des puits...

Phase passive (d'un module de l'installation) – Pour une installation d'entreposage de longue durée : à la phase passive correspond à la période pendant laquelle les colis sont mis en attente. Pendant cette phase, il n'y a aucune manutention des colis à l'échelle du module de l'installation dont les fonctionnalités sont réduites. La fonction de surveillance permet de vérifier que l'installation dans son ensemble (infrastructure et colis) évolue de manière conforme aux prévisions en garantissant l'intégrité des colis et la capacité de leur reprise à terme.

Phase post fermeture du stockage - Cette phase débute au moment où le maintien en fonctionnement du stockage ne nécessite plus aucune action à l'intérieur des installations souterraines, y compris les ouvrages de liaison entre la surface et le fond, sans limite de durée. Ce moment correspond à l'achèvement du scellement des ouvrages de liaison entre la surface et le fond.

PHENIX - Réacteur prototype à neutrons

rapides, 250 MWe, refroidi au sodium, installé à Marcoule (géré par EDF et CEA), 1973. Les verres fabriqués à partir de combustibles usés des réacteurs rapides portent également la dénomination « Phénix ».

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.

Plan Assurance Qualité Produit (PAQ/P) - Document définissant les disposition spécifiques d'assurance de la qualité prises par le réalisateur du produit pour répondre aux exigences relatives à ce produit, qui peut être un objet et/ou un service.

Polyaminocarboxylique (acide) – Famille de molécules aliphatiques comportant des fonctions acide organique COOH et des atomes d'azote ; l'EDTA (éthylènediaminetétraacétique) 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).

POSIVA Oy – Entreprise finlandaise, filiale des exploitants de réacteurs nucléaires (centrales de LOVIISA et OLKILUOTO) chargée de la gestion des déchets radioactifs en Finlande.

ppm - Partie Par Million. – quantité exprimée en 10^{-6} .

PRACLAY – Preliminary demonstration test for CLAY disposal of higly 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 : OPHELIE.

PRACTIS - Groupement de recherche entre le CNRS, l'Andra, le CEA et l'EDF portant sur la physico-chimie des actinides et autres radioéléments en solution et aux interfaces.

PRECCI - Programme de Recherches sur l'Evolution à long terme des Colis de Combustibles Irradiés.

PREDIVER - Codes de calcul de l'altération d'un bloc de verre dans le temps en fonction des principaux paramètres de stockage (CEA/DCC).

PRESTANCE - Programme de Recherche sur l'Evolution des colis STANdards 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) et d'énergie (environ 200 MeV).

Producteur - Entité ayant la maîtrise technique du conditionnement des colis de déchets.

Programme de Contrôle Qualité (PCQ) - Document décrivant, en application du Plan Assurance Qualité Produit, les dispositions de contrôle mises en œuvre pour garantir la bonne exécution des activités concernant la qualité d'un produit. Le PCQ peut être intégré au PAQ/P.

Propulsion navale - Cette expression désigne l'ensemble des combustibles irradiés utilisés par les bâtiments de la marine nationale (sous-marins et porte-avions Charles de Gaulle).

PSI - Paul Scherrer Institut (Würenlingen, Suisse). Centre d'études et de recherches nucléaires.

PSPS - Plate-forme de Simulation des Performances du Stockage ; ensemble cohérent de codes numériques pour la simulation du fonctionnement d'une installation de stockage géologique final de déchets radioactifs.

PUREX - Plutonium Uranium Refining by EXtraction - Procédé de retraitement des combustibles usés utilisé dans les usines UP3 et UP2 800 de COGEMA (La Hague).

PVM - Parallel Virtual Machine. Ensemble de logiciels permettant l'exécution d'un code de calcul au moyen de plusieurs processeurs, et d'assurer la communication des données.

PYREX - Procédé de séparation de radioéléments présents dans les solutions de produits de fission par voie pyrochimique.

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 dans les sels fondus.

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

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.

Radar - Appareillage de télérepérage basé sur l'émission par impulsions de courte durée de faisceaux d'ondes radioélectriques qui, après réflexion contre un obstacle, retournent vers un récepteur. Dans les laboratoires souterrains cette technique à deux utilisations principales : la détection à distance des failles (technique radar normale) et la cartographie des failles (technique de tomographie radar associée à une imagerie).

Radioélément - Élément dont tous les isotopes sont radioactifs.

Radionucléide - Nucléide radioactif, isotope

d'un radioélément.

Réacteur à Bêta Compensé – Réacteur comportant un cœur faiblement sous-critique alimenté par une source de neutrons de spallation ; dans ce réacteur, la source externe de neutrons compense la faiblesse de la fraction β_{eff} effective de neutrons retardés (utiles à la maîtrise du réacteur).

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.

Référentiel de production - Document énumérant les paramètres descriptifs du procédé et des colis de déchets, ainsi que leur valeur, donnant lieu à un engagement de la part d'un producteur (notion de paramètres garantis). Le référentiel de production explicite les critères de conformité pour chaque colis et définit donc le niveau de qualité attendu. Une autre expression couramment utilisée est « spécification de production », telle que par exemple, les spécifications de production de la série 300 AQ éditée par COGEMA.

Référentiel technique applicable - Il regroupe les critères de conformité de chaque colis et les dispositions mises en œuvre en production pour assurer la conformité à ces critères. Il s'applique aux phases de fabrication et d'entreposage. Il se limite, par convention, aux documents dits de premier niveau et comprend principalement :

- le « référentiel de production » du colis de déchets,
- le « Plan d'Assurance de la Qualité »

(PAQ) et le « Programme de Contrôle de la Qualité » (PCQ),

- le « Descriptif d'Evaluation de l'Activité » (DEA) ou autre(s) note(s) technique(s) équivalentes.

Référentiel de conformité - Il est constitué du « référentiel technique applicable » et du « Descriptif Procédé » et correspond aux documents techniques exigés pour « l'agrément de niveau 1 » d'une famille de colis de déchets, hors « dossiers de connaissances ».

Référentiel phénoménologique - Document de synthèse et d'analyse des connaissances phénoménologiques relatives au relâchement des radionucléides par un type de colis aux conditions limites du stockage. Il justifie le modèle phénoménologique associé.

Refroidissement polyphasique – Voir REPO.

Règle Fondamentale de Sûreté - Document qui explicite, pour un domaine d'application et un objet dont elle traite, les conditions dont le respect est jugé comme valant conformité avec la pratique réglementaire française. Il facilite les analyses de sûreté et la bonne compréhension entre les personnes intéressées aux questions relatives à la sûreté nucléaire. Elle a pour objectif de tirer les avantages qu'offre la standardisation tout en conservant l'ouverture au progrès technique.

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 ».

REPO - REfroidissement POlyphasique – Pour l'entreposage de longue durée, programme de recherche visant à élaborer et à valider expérimentalement un modèle de comportement à haute température des matériaux susceptibles d'être sollicités thermiquement dans une installation d'entreposage de longue durée.

RESEAL – Programme européen du 4^{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.

Résidu - cf. « déchets conditionnés ».

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 de la Sûreté des Installations Nucléaires (DSIN) - 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 par la DSIN en juin 1991.

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 à Dimitrovgrad (République Fédérale de Russie).

RJH - Réacteur Jules Horowitz - projet de réacteur de recherche qui sera implanté, après 2006, au centre d'études nucléaires de Cadarache.

RMA - Rapport de Modération Accrue.

RMN - Résonance Magnétique Nucléaire. Technique d'analyse basée sur la mesure de la fréquence de résonance de noyaux à fort moment magnétique (^1H , ^{19}F , ^{31}P , ^{13}C ...). La détection des variations (infimes) de fréquence induites par l'environnement chimique est à la base des nombreuses applications de cette technique dans les domaines de la chimie structurale et de la biologie.

RNR - Réacteur à Neutrons Rapides.

Road map (ou : mapping) - Etude d'évaluation consistant à définir les conditions préalables et le cahier des charges d'un projet technique. Une telle étude a été réalisée aux Etats-Unis pour le projet d'un système hybride (ATW).

RWMC - Radioactive Waste Management Committee : Comité de la gestion des déchets

radioactifs de l'OCDE/AEN.

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

SANEX - Selective Actinides Extraction - Extraction selective des actinides. Procédé en cours de définition au CEA à Marcoule.

SAPHIR 2 - Exercice de sûreté effectué par l'ONDRAF (Belgique) pour le stockage géologique dans l'argile des déchets de haute activité et à vie longue.

SCK/CEN - Centre d'études 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). Cette probabilité est égale au nombre de noyaux cible vus par cm^2 multiplié par la section efficace exprimée en cm^2 .

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.

SILHI - Source d'Ions Légers Haute Intensité - Unité de tête de IPHI (voir cet acronyme).

Silicotungstate - polyanion à base de silicium et de tungstène de formule $\text{Si W}_{11}\text{O}_{39}^{8-}$.

Silteuse - Qualifie une formation constituée d'un mélange d'argiles et de sables carbonatés.

SIMS - Secondary Ion Mass Spectrometry (ou Spectroscopy) - Spectrométrie de masse à émission d'ions secondaires.

SINQ - Spallation Intensiv Neutron Quelle - Source intensive de neutrons de spallation installée à PSI (voir ce sigle)

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 du combustible et des déchets nucléaires (Suède).

SKI – Statens Kärnkraft Inspektion – autorité de sûreté nucléaire de 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.

SNS - Spallation Neutron Source (source de neutrons de spallation installée au Rutherford Appleton Laboratory au Royaume-Uni).

Sodalite - Composé mixte de chlorure de sodium et d'alumino-silicate de sodium.

SPA – Spent Fuel Performance Assessment – Evaluation comparative de la sûreté du stockage géologique du combustible irradié, effectuée dans le cadre du 4ème PRCD (voir ce sigle).

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.

SPARTE - SPAllation Ralentissement Transport Evolution - Acronyme désignant un ensemble de codes de calcul, développé au CEA, qui permet de décrire l'ensemble des processus se déroulant dans une cible mince ou épaisse à partir de son bombardement par un faisceau de protons de haute énergie. Appliqué au système hybride, ce code est destiné notamment à la modélisation du transport des particules à l'intérieur d'une cible de spallation et du milieu sous-critique depuis l'énergie initiale du proton jusqu'à la thermalisation des neutrons.

Spéciation – Terme utilisé en chimie pour désigner les diverses espèces chimiques d'un élément (composés de valence différente, anions complexes).

Spécifications d'acceptation - cf. « critères d'acceptation »

Spécifications de conditionnement - Ensemble des paramètres d'exploitation et des paramètres garantis prescrits pour le conditionnement d'un déchet.

Spécification de production : cf. « référentiel de production »

Spécification de niveau 1 des colis HAVL - Spécification applicable aux familles de colis déjà produites ou en cours de production exprimant les besoins de connaissances de l'Andra pour ses études de faisabilité d'un stockage géologique. Elle est également assortie d'exigences de maîtrise de la qualité.

Spécifications de niveau 2 des colis HAVL - Spécifications applicables aux colis types du Modèle d'Inventaire Préliminaire exprimant les conditions techniques et les exigences de maîtrise de la qualité issues de l'Avant Projet Préliminaire de stockage élaboré par l'Andra.

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.

START – Structure d'Accueil Robuste dans le Temps, projet du CEA pour l'entreposage de longue durée.

STE2 - Station de Traitement des Effluents de l'Usine UP2400. COGEMA - La Hague.

STE3 - Station de Traitement des Effluents - Traitement chimique des effluents de faible et moyenne activité et bitumage des boues en résultant (UP3 COGEMA La Hague).

STEL de Marcoule - Station de Traitement des Effluents Liquides de Marcoule.

STEL Saclay - Station de Traitement des Effluents Liquides de Saclay.

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 le 5 septembre 1997).

Stockage (géologique ou profond) - Dépôt de caractère définitif (éventuellement réversible), dans une formation terrestre à quelques centaines de mètres de profondeur, tel que ses performances garantissent son innocuité vis-à-vis de l'homme.

Stockage réversible - Stockage, aussi bien qu'un entreposage, qui donne, par sa conception et la qualité de la compréhension que l'on en a, des possibilités de choix à tout moment, en matière de gestion des déchets. Il doit être robuste dans la durée, vis-à-vis des objectifs fondamentaux de protection des personnes et de l'environnement (il doit pouvoir être fermé lorsque le choix en sera fait).

Stratégies S-T - S-C - Ce sont les stratégies possibles à mettre en place dans le cadre de la loi qui consistent à séparer les radionucléides puis les transmuter (S-T) ou à séparer les radionucléides pour les conditionner (S-C).

STUK – Autorité de sûreté nucléaire de Finlande.

Surconteneur - Complément de colisage particulier.

Synroc – Nom du composé et du procédé australien pour l'incorporation des radionucléides dans une matrice minérale proche d'une roche naturelle (procédé à base de titanates).

Synergique – (effet di- et tri-) – Caractérise une réaction chimique dans laquelle la présence de 2 ou plusieurs réactifs produit un effet supérieur à la somme des effets de chacun d'eux utilisé individuellement. Cet effet est utilisé dans l'extraction par solvant en introduisant dans la phrase organique des réactifs appropriés.

Système de confinement - Ensemble de moyens ou de dispositifs assurant, pour des périodes de durée appropriée, le confinement de la radioactivité, c'est-à-dire limitant ou

interdisant le transfert de la matière radioactive vers la biosphère.

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.

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.

TASSE – Concept de système hybride avec réacteur à neutrons rapides, utilisant un combustible au thorium.

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 cet acronyme).

Terme source - Nature, quantité et cinétique de rejets des produits radioactifs d'une installation nucléaire utilisées dans les modèles de calcul, soit en conditions normales de fonctionnement, soit au cours d'un accident réel ou supposé. Le terme source sert à évaluer les conséquences d'un rejet radioactif dans l'environnement.

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.

Tomographie – Technique d'imagerie qui permet d'obtenir une image tridimensionnelle d'un objet ; la technique utilisée pour les colis de déchets est la tomodensitométrie ; celle-ci permet de reconstituer la composition d'un colis en fonction de la densité des objets (ciment, ferrailles, plastiques, poches d'eau, vides...). Cette technique s'applique aussi aux investigations géologiques.

Tomographie par interrogation neutronique – Technique de mesure permettant de localiser et d'identifier, par la densité, les matériaux contenus dans un objet par une mesure d'atténuation de photons gamma ou X issus d'une source interrogatrice.

Tomographie par photofission – Technique de mesure permettant de quantifier et localiser la matière fissile contenue dans un objet par la détection des neutrons de fission, émis lors de la réaction de fission. La fission est provoquée par des photons interrogateurs de haute énergie produits par rayonnement de freinage et qui interagissent avec les éléments de numéro atomique élevé contenus dans l'objet.

Torche à plasma – Appareil délivrant entre deux électrodes, portées à une différence de potentiel électrique élevé, un gaz ionisé à très haute température.

Tournemire - Site d'un laboratoire souterrain méthodologique dans une formation argileuse ; situé près de Roquefort dans l'Aveyron, il est établi dans un tunnel ferroviaire désaffecté et exploité par l'IPSN.

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.

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.

TRIO-VF – Logiciel de Calculs thermiques, intégré au code CASTEM 2000 (Cf. ce mot).

Trisynergique – Voir synergique.

TRUEX - TRansUranic EXtraction - Extraction des éléments transuraniens, procédé américain de retraitement des combustibles usés.

TSL - Cyclotron accélérateur de protons (100 MeV) de l'Université d'Uppsala (Suède).

TWG – Technical Working Group – groupe d'experts rapportant au MAG (voir cet acronyme).

UE – Union Européenne

UNSCEAR – United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiations – Comité Scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets des rayonnement ionisants (ONU).

UOX- Dénomination du combustible à base d'oxyde d'uranium. (Uranium OXyde).

UPC - Universitat Politecnica de Catalunya (Université Polytechnique de Catalogne).

UP1 - Usine de Production n° 1 - Usine de retraitement des combustibles UNGG, mise en service en 1958 et mise à l'arrêt en 1997.

Uraninite - Oxyde d'uranium UO_2 - mineraï commun d'uranium tétravalent.

Uranium appauvri - Produit résiduel après enrichissement de l'uranium naturel ; sa teneur en ^{235}U est voisine de 0,2 %.

URE - Uranium REenrichi ; désigne l'uranium de retraitement (URT) réenrichi afin d'être utilisé à nouveau dans le cycle du combustible.

URT - Uranium de ReTraitement ; uranium provenant du retraitement des combustibles usés.

VESTALE - Programme de recherche du CEA pour les procédés de vitrification de produits de fission et d'actinides, et l'étude des propriétés des résidus vitrifiés.

Vitrocéramiques – Voir vitro-cristallins.

Vitro-cristallins - Matrice de confinement comportant deux phases : une phase vitreuse et une phase cristalline. Aussi désignée : vitrocéramique.

WIPP - Waste Isolation Pilot Plant - Installation pilote de confinement des déchets (Carlsbad, Nouveau-Mexique, Etats-Unis) destinée au stockage final des déchets militaires (déchets contenant des transuraniens). Installation en exploitation depuis 1999.

XADS – EXperimental Accelerator Driven System – Projet international de démonstrateur expérimental de système (hybride) piloté au moyen d'un accélérateur de protons.

Yucca Mountain – Nevada - USA - site prévu pour le stockage des déchets radioactifs d'origine civile ; en voie de qualification.

Zéolithe – Silicate naturel complexe utilisé pour ses propriétés sorbantes.

Zircon – Silicate naturel de Zirconium –

minéral très résistant aux altérations (formule chimique : $ZrSiO_4$)

Zircone – Appellation de l'oxyde de zirconium (ZrO_2).

Zirconolite - Silicate mixte de zirconium ($CaZrTi_2O_7$).

ZWILAG – ZWIschen LAG erung : installation d'entreposage de déchets radioactifs (Würenlingen, Suisse).