



Direction de la Technologie

STRATÉGIE 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)

Acquis et perspectives

Edition 2004

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 12 février 2004.

L'édition de ce document a été assurée par le CEA.

Sommaire

	Pages
Sommaire	1
Introduction.....	5
Chapitre 1 : L’aval du cycle en France - Historique et contexte	7
1.1 - LA LOI DU 30 DÉCEMBRE 1991	8
1.2 - L’ AVAL DU CYCLE ET LE TRAITEMENT DES COMBUSTIBLES NUCLÉAIRES USÉS	10
1.3 - LES DÉCHETS PRODUITS PAR LE PARC ÉLECTRONUCLÉAIRE FRANÇAIS.....	11
Chapitre 2 : Objectifs et programmes des recherches	13
2.1 - STRUCTURATION TECHNIQUE DES PROGRAMMES	14
2.2 - CONCEPTS ET CRITÈRES D’ÉVALUATION	14
2.2.1 - <i>Appréciation du risque dû à la radioactivité</i>	15
2.2.2 - <i>Réversibilité du stockage</i>	15
2.2.3 - <i>Flexibilité</i>	16
2.3 - OUTILS D’ APPRÉCIATION COMPARÉE DES SOLUTIONS ISSUES DES RÉSULTATS DE LA R&D	16
Chapitre 3 : Organisation et Coordination	19
3.1 - L’ORGANISATION DES RECHERCHES	19
3.1.1 - <i>Les acteurs des recherches</i>	19
3.1.2 - <i>Articulation des travaux au sein des pouvoirs publics</i>	19
3.1.3 - <i>Organisation de la recherche dans les différents organismes</i>	19
3.2 - LA COORDINATION ENTRE LES PILOTES DES TROIS AXES DE RECHERCHE	20
3.3 - ACCORDS DE COLLABORATION ET TRAVAUX RÉALISÉS EN PARTENARIAT ENTRE LES DIFFÉRENTS ACTEURS	21
3.4 - COLLABORATION SUR LES IMPACTS SANITAIRES ET ENVIRONNEMENTAUX DU CYCLE ÉLECTRONUCLÉAIRE	23
3.5 - COOPÉRATIONS INTERNATIONALES	23
3.5.1 - <i>Collaborations internationales sur l'axe 1</i>	24
3.5.1.1 - Le Forum Generation IV	24
3.5.1.2 - Séparation.....	24
3.5.1.3 - Collaborations sur la transmutation	24
3.5.1.4 - Conditionnement spécifique	25

3.5.2 - <i>Coopérations internationales sur l'axe 2 (stockage en formation géologique profonde)</i>	26
3.5.3 - <i>Collaborations internationales sur l'axe 3</i>	27
Chapitre 4 : Acquis	29
4.1 - AXE 1 - RÉDUCTION DE LA NOCIVITÉ DES DÉCHETS RADIOACTIFS	31
4.1.1 - <i>Séparation poussée</i>	33
4.1.2 - <i>La transmutation des transuraniens</i>	34
4.1.2.1 - Transmuter à partir de réacteurs de conception actuelle.....	35
4.1.2.2 - Transmuter à partir de nouveaux systèmes	36
4.1.3 - <i>Conditionnement spécifique</i>	37
4.2 - AXE 2 - ETUDES SUR LE STOCKAGE GÉOLOGIQUE	38
4.2.1 - <i>Objectif et historique</i>	38
4.2.2 - <i>Acquis des recherches dans le domaine de l'argile</i>	39
4.2.3 - <i>Acquis des recherches dans le domaine du granite</i>	42
4.3 - AXE 3 - CONDITIONNEMENT DES DÉCHETS, COMPORTEMENT À LONG TERME ET ENTREPOSAGE APTE À LA LONGUE DURÉE.....	44
4.3.1 - <i>Le conditionnement des déchets</i>	44
4.3.2 - <i>Le comportement à long terme des colis radioactifs (déchets et combustibles usés)</i>	45
4.3.3 - <i>Entreposage de longue durée</i>	46
4.4 - ACQUIS OBTENUS EN COMBINANT LES RÉSULTATS DES DIFFÉRENTS AXES.....	48
4.5 - EVOLUTIONS MARQUANTES AU PLAN INTERNATIONAL	49
Chapitre 5 : Perspectives 2004 - 2006	51
5.1 - AXE 1 : SÉPARATION, TRANSMUTATION ET CONDITIONNEMENT SPÉCIFIQUE	52
5.1.1 - <i>Séparation poussée</i>	52
5.1.1.1 - Séparation des actinides.....	52
5.1.1.2 - Séparation des produits de fission et d'activation à vie longue	53
5.1.1.3 - Evaluation technico-économique de la séparation poussée	53
5.1.1.4 - Gestion des éléments issus de la séparation poussée	54
5.1.2 - <i>Transmutation</i>	54
5.1.2.1 - Etudes de cœur et de concepts pour la transmutation	55
5.1.2.2 - Le développement des combustibles et cibles.....	55
5.1.2.3 - Les études de scénarios	56
5.1.3 - <i>Conditionnement spécifique</i>	57
5.2 - AXE 2 : ETUDE DU STOCKAGE EN FORMATION GÉOLOGIQUE PROFONDE	59
5.2.1 - <i>HAVL Argile</i>	59
5.2.1.1 - Conception, réversibilité et exploitation.....	60
5.2.1.2 - Acquisition de données	61
5.2.1.3 - Compréhension et modélisation du stockage	63
5.2.1.4 - L'analyse de sûreté.....	63
5.2.1.5 - L'établissement du dossier 2005.....	64

5.2.2 - <i>HAVL Granite</i>	64
5.2.2.1 - Analyse typologique des granites français et études sur le milieu granitique	64
5.2.2.2 - Etudes de conception	65
5.2.2.3 - Analyses de sûreté	65
5.2.2.4 - Recherches menées sur les méthodes de reconnaissance préliminaire des massifs granitiques	66
5.2.2.5 - L'établissement du dossier 2005	66
5.3 - AXE 3 : CONDITIONNEMENT, ENTREPOSAGE DE LONGUE DURÉE DES DÉCHETS RADIOACTIFS, COMPORTEMENT À LONG TERME	67
5.3.1 - <i>Conditionnement des déchets radioactifs et des combustibles usés</i>	67
5.3.2 - <i>Entreposage des colis radioactifs apte à la longue durée</i>	69
5.3.3 - <i>Comportement à long terme des colis radioactifs</i>	70
5.3.4 - <i>Le Centre d'Expertise sur le Conditionnement et l'Entreposage des matières Radioactives</i>	70

ANNEXES

ANNEXE 1 : COMPLÉMENTS SUR LES CARACTÉRISTIQUES ET LA GESTION DES DÉCHETS RADIOACTIFS	71
ANNEXE 2 : CADRE HISTORIQUE ET RÉGLEMENTAIRE	87
ANNEXE 3 : LE RÔLE ET LES ÉTUDES DE L'IRSN	93
ANNEXE 4 : RECHERCHES CONTRIBUANT À L'ÉTUDE DES CONSÉQUENCES DES DÉCHETS RADIOACTIFS À VIE LONGUE SUR L'ENVIRONNEMENT ET LA SANTÉ HUMAINE	103
ANNEXE 5 : DESCRIPTION GÉNÉRALE DES COLIS ET MODÈLE D'INVENTAIRE	111
ANNEXE 6 : MOYENS FINANCIERS ET BUDGÉTAIRES	115
ANNEXE 7 : GLOSSAIRE	117

Introduction

Afin de répondre à un courant profond visant à donner aux citoyens 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, le Parlement a voté, le 30 décembre 1991, la loi, aujourd'hui reprise dans l'article L542 du Code de l'Environnement, dite « loi Bataille ».

Cette loi précise les grandes orientations de la politique publique en ce qui concerne 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 : la protection de la nature, de l'environnement et de la santé, en prenant en considération le droit des générations futures. Elle indique les voies à explorer pour déterminer des modes de gestion opérationnels et prescrit 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 stipule que « le gouvernement adressera au Parlement, avant 2006, 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 ».

Cette loi a conduit à la création de la Commission nationale d'évaluation (CNE), sous l'égide de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques (OPECST), chargée d'évaluer l'avancées des recherches et d'émettre les recommandations nécessaires. Ses travaux sont publiés, chaque année, dans un rapport public remis à l'OPECST et au gouvernement.

Depuis 1993, le Ministère chargé de la Recherche coordonne la réflexion sur la définition et la mise en œuvre des programmes de recherche, au sein du Comité de suivi des recherches sur l'aval du cycle (COSRAC). Ce comité regroupe les organismes pilotes (CEA et Andra), les acteurs industriels (EDF, COGEMA, Framatome - ANP), des organismes de recherche (CNRS, IRSN et universités), les ministères chargés de l'industrie (DGEMP) et de l'environnement (DPPR) et l'Autorité de sûreté nucléaire (DGSNR). Le présent document est le fruit de cette concertation entre les divers acteurs. Exposant la stratégie de recherche et les programmes dans chacun des axes, il constitue un document de référence quant à la définition et à l'exécution des programmes de recherche voulus par la loi. Ses révisions successives permettent également de mesurer les inflexions apportées à la stratégie et les dispositions prises pour sa mise en œuvre. Ce document est présenté chaque année à la CNE.

L'approche de l'échéance de 2006 conduit à faire évoluer la présente édition de ce document pour consacrer une part accrue à la synthèse des résultats acquis, la présentation des travaux devant aboutir avant 2006, et de ceux susceptibles de se prolonger au delà. Le document a été allégé afin d'améliorer sa lisibilité et son accessibilité. Les annexes s'efforcent toutefois de préserver l'information spécialisée, indispensable pour l'information du public averti et de la Commission nationale d'évaluation.

Le chapitre 1 présente une approche historique et le contexte général dans lesquels s'inscrivent les programmes de recherche menés dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991. Dans le chapitre 2, sont exposés les objectifs, méthodes et critères ayant abouti à la programmation détaillée des recherches, et les critères proposés pour l'évaluation des résultats obtenus. Le chapitre 3 présente l'organisation des programmes de recherche et les structures de coordination mises en place. Les résultats acquis au cours des dix dernières années de recherche sont présentés suivant chaque axe de la loi dans le chapitre 4 et mis en perspective dans le chapitre suivant où sont abordés les travaux de recherche encore en cours et les réflexions de synthèse qui seront présentées à l'échéance de la loi.

Chapitre 1 : L'aval du cycle en France

Historique et contexte

L'industrie nucléaire française répond à une volonté d'indépendance énergétique dans le contexte d'une pénurie d'énergies fossiles sur le territoire de la France. Il a été conçu sous une contrainte forte : la disponibilité et l'économie de matières premières fissiles. C'est ainsi que la première filière opérationnelle de réacteurs nucléaires utilisait l'uranium naturel. Cette filière dite UNGG (uranium naturel graphite gaz) comprenait 13 réacteurs mis en service de 1963 à 1973, le dernier ayant été arrêté en 1994. En 1970, EDF en accord avec les pouvoirs publics a choisi une filière de réacteurs à eau sous pression, utilisant de l'uranium enrichi. Ces réacteurs plus compacts, mis au point par Westinghouse, offraient de meilleures perspectives économiques. La maîtrise de la séparation isotopique par le CEA assurait l'indépendance de l'approvisionnement en uranium enrichi. Ces réacteurs ont été produits par Framatome - ANP dans une version française par paliers de tranches standardisées. Au total, 58 tranches (réacteurs et ses auxiliaires) ont été mises en service de 1977 (Fessenheim 1) à 2000 (Civaux 2). Leur puissance unitaire varie de 900 MW à 1450 MW.

La préoccupation de l'économie des matières premières fissiles a appelé le développement très précoce de la filière des réacteurs à neutrons rapides avec les prototypes Rapsodie, Phénix et Superphénix. En effet, ce concept consomme et produit du plutonium à partir de l'uranium naturel. D'une masse donnée de minerai d'uranium, les réacteurs à neutrons rapides sont capables d'extraire 80 fois plus d'énergie que les réacteurs des autres filières. Cette option implique le traitement des combustibles usés pour séparer le plutonium, considéré comme une matière énergétiquement valorisable et non comme un déchet ultime, qui a nécessité la construction des usines de La Hague. A la fin des années 80, ce dessein a été remis en cause pour des raisons économiques : la découverte de nouveaux gisements d'uranium et l'abondance de cet élément sur le marché international ne justifiaient plus le surcoût de production du kWh par Superphénix. Les difficultés de mise au point de ce réacteur et la focalisation des opposants au nucléaire sur cette filière, allaient amener l'abandon de son exploitation en 1997. La mise au point et la production de combustibles mixtes uranium et plutonium (MOX) pour les réacteurs à eau sous pression a par ailleurs permis de fournir un débouché au plutonium séparé des combustibles usés.

Il est apparu dès les années 70 que le développement d'une filière nucléaire sans déchet était utopique. Différentes formes de stockage des déchets ultimes seront nécessaires. Entre 1982 et 1984, plusieurs rapports gouvernementaux ont été consacrés à la gestion des déchets nucléaires à vie longue. Les rapports de M. le Professeur Castaing de 1982 et 1983 ont passé en revue les différentes voies de gestion, y compris la transmutation des radionucléides non valorisables. Leur principale conclusion a été de recommander l'étude du stockage en formations géologiques profondes, fondée sur la construction de laboratoires souterrains de recherche. En 1984, un groupe de travail présidé par M. l'Inspecteur général Goguel, a défini les critères de choix des sites de stockage et les éléments nécessaires à la démonstration de leur sûreté. Son rapport, publié en 1987, a servi de base à la règle fondamentale de sûreté (dite RFS III-2-f) de 1991, qui oriente les études actuelles sur le stockage.

Dans les années 70 et 80, les recherches concernant le conditionnement des déchets ont été focalisées sur les déchets ultimes issus du retraitement et ceux issus de l'exploitation des réacteurs nucléaires. Les progrès importants sur la sûreté et la compacité de ces colis de déchets ont débouché sur une mise en œuvre industrielle dans les usines de La Hague. La vitrification des déchets de haute activité et à vie longue comprenant les actinides mineurs, sous la forme de colis CSD-V, est aujourd'hui une fonction essentielle associée au traitement des combustibles usés.

1.1 - La loi du 30 décembre 1991

Le CEA, alors responsable des études de stockage, a entrepris à partir de 1988 des travaux de reconnaissance géologique. En 1989, ces travaux ont provoqué des réactions hostiles, voire violentes, des populations des sites étudiés. Le gouvernement a alors décidé en février 1990 de suspendre les travaux sur le terrain et de demander à l'OPECST¹ de se saisir de la question. Dans ce cadre, le rapport du député Bataille allait apporter des propositions novatrices qui ont servi de base à la loi relative à la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue, qui a été votée le 30 décembre 1991².

Cette loi prévoit plusieurs dispositions sur l'organisation de la recherche, sur le plan de la démocratisation, de la diffusion de l'information et du contrôle de la recherche par le pouvoir législatif. Ce sont :

- les grands axes d'un programme de recherche sur 15 ans ;
- la création de la Commission nationale d'évaluation des recherches qui établit des rapports annuels d'avancement des recherches et un rapport de synthèse à l'issue du programme. Ces rapports sont remis au gouvernement qui l'adresse chaque année au Parlement, par l'intermédiaire de l'OPECST, en accord avec les dispositions de la loi ;
- des procédures démocratiques pour le choix des sites de laboratoire souterrain pour l'étude du stockage souterrain ;
- la création de l'Andra en tant qu'établissement public industriel et commercial indépendant. Cet établissement a une mission de gestion des déchets nucléaires dans le respect de la protection de l'environnement. Il est sous la triple tutelle des ministères chargés de l'environnement, de l'industrie et de la recherche.

Le but du programme de recherche est de fournir au législateur, au plus tard en 2006, « 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 de haute activité et à vie longue ».

La gestion des déchets doit prendre en compte le respect de la protection de la nature, de l'environnement et de la santé, en prenant en considération le droit des générations futures. La loi appelle une large exploration des options envisageables, de sorte qu'une seule voie ne soit pas arbitrairement privilégiée.

Ses objectifs visent à répondre aux préoccupations de la population en ce qui concerne le devenir des déchets nucléaires. Dans les sondages d'opinion, la gestion des déchets est souvent citée en tête des motifs d'inquiétude du public concernant l'énergie nucléaire. La loi réaffirme aussi le rôle de médiateur des élus nationaux et locaux.

Le député Bataille et les rapports de l'OPECST ont souligné que le stockage en formation géologique d'un type de déchet nucléaire ne serait accepté par le public que si, outre des démonstrations scientifiques de la sûreté du stockage, aucun autre mode de gestion de ce déchet n'était raisonnablement possible.

Les déchets radioactifs sont classés en France en fonction de leur activité et de la période de décroissance des principaux radioéléments. Les conditions de leur gestion à long terme sont définies en fonction de ces paramètres.

¹ Office Parlementaire des Choix Scientifiques et Technologiques.

² Les articles de la loi ont été introduits dans le code de l'environnement, chapitre II "Dispositions particulières aux déchets radioactifs".

Ainsi l'intitulé de la loi du 30 décembre 1991 fait référence aux déchets radioactifs de haute activité et à vie longue. Par commodité, on distingue, en pratique, deux catégories :

- les déchets de haute activité contiennent des quantités importantes de radioéléments caractérisés par une radiotoxicité élevée et un dégagement de chaleur ;
- les déchets de moyenne activité à vie longue contiennent des radioéléments en faible quantité, mélangés à des éléments inertes. Leur radioactivité peut également rester significative pendant des périodes supérieures à la centaine de milliers d'années.

L'activité de ces déchets, comme leur radiotoxicité à long terme, conduit à prévenir tout contact avec l'homme et son environnement.

D'autres classes de déchets, qui n'entrent pas dans le cadre de la loi, représentent des volumes plus importants de déchets. Ils sont gérés par l'Andra sous le contrôle de l'Autorité de sûreté nucléaire. Les déchets de moyenne activité et de faible activité à vie courte (période des principaux radioéléments inférieure à 30 ans) sont stockés en surface dans le centre de stockage de la Manche et le centre de stockage de l'Aube. Les déchets de très faible activité (par exemple, gravats de démantèlement) seront stockés en surface dans un centre dédié, installé à Morvilliers et accueillant des déchets depuis septembre 2003. Enfin, le stockage de déchets particuliers à faible activité mais longue durée de vie (déchets présentant des traces de composés radifères, déchets graphite issus des réacteurs de la première filière française dite uranium naturel graphite gaz) est à l'étude.



Le centre de stockage de Morvilliers pour les déchets TFA

1.2 - L'aval du cycle et le traitement des combustibles nucléaires usés

Les différentes activités nucléaires de recherche et industrielles génèrent des déchets radioactifs qui doivent être traités en fonction de leurs caractéristiques. Il faut noter toutefois que les installations relatives à la production d'électricité génèrent la grande majorité de ces déchets, qui sont, pour l'essentiel, traités et conditionnés par l'industrie de l'aval du cycle à La Hague (cf. intra). Il faut aussi distinguer les déchets historiques qui ont été produits par la filière UNGG, les différents prototypes et les activités de recherche. Ces déchets exigent les mêmes précautions que les déchets de la filière électronucléaire actuel et font l'objet d'un effort de normalisation de leur conditionnement sous la surveillance de l'Autorité de Sûreté Nucléaire. Toutefois, leur quantité n'augmente plus et leur part décroît devant la production cumulée de déchets du parc électronucléaire. L'effort principal de recherche porte donc sur la gestion des déchets passés et futurs de la filière REP (cf. Annexe 1).

A court terme après leur sortie du réacteur, les produits de fission, notamment le césium 137 et le strontium 90, sont à l'origine de l'essentiel du rayonnement et du dégagement thermique des combustibles usés UOX. Au delà de quelques centaines d'années et jusqu'à 10 000 ans, le rayonnement et le dégagement thermique sont dominés par les contributions du plutonium et de l'américium. Ensuite, la radioactivité des actinides mineurs (américium, curium, neptunium) et leur thermique décroissent lentement. Elles ne rejoignent qu'après plusieurs centaines de milliers d'années, une valeur d'activité inférieure à celle de la quantité de minerai d'uranium naturel initial, à l'origine de l'énergie produite. Au demeurant, certains radionucléides provenant des actinides, de produits de fission ou d'activation à vie longue, conservent encore une activité notable imposant un confinement sur de longues durées.

En France, les combustibles usés sont, après leur sortie du réacteur, entreposés dans des piscines sur le site des centrales, l'eau assurant un refroidissement thermique et une protection radiologique, puis transférés au bout de 5 ans sur le site d'entreposage de La Hague.

Deux options sont alors possibles :

- dans les pays qui ont choisi l'option du cycle direct (Etats-Unis, Suède, ...), les combustibles usés sont laissés en l'état, puis après une période de refroidissement, placés dans des conteneurs en vue d'un stockage définitif sous cette forme ;
- dans les pays qui, comme la France, ont retenu l'option du traitement, les combustibles usés sont soumis au procédé PUREX, qui livre trois flux principaux de produits et déchets :
 - le plutonium et l'uranium, dits de retraitement, qui sont des matières valorisables et sont recyclés pour la fabrication d'autres combustibles nucléaires ;
 - un mélange de produits de fission et d'actinides mineurs, qui sont conditionnés par vitrification dans des conteneurs standards de déchets vitrifiés ou CSD-V ;
 - les structures métalliques des combustibles qui, à La Hague, sont compactées et conditionnées en conteneurs standards de déchets compactés ou CSD-C.

Le plutonium séparé est utilisé pour produire des combustibles mixtes uranium et plutonium (MOX), qui seront chargés dans une partie des réacteurs REP du parc actuel. Plusieurs pays ont adopté cette filière : la Belgique, l'Allemagne, la Suisse etc. L'usage des combustibles MOX permet, à énergie produite égale, d'économiser de l'uranium enrichi en consommant du plutonium. Pour des raisons de qualité isotopique du plutonium, les combustibles UOX sont traités en priorité et les MOX usés sont quant à eux destinés à être traités à plus long terme, selon les besoins énergétiques de réutilisation du plutonium pour permettre le démarrage de futurs réacteurs rapides. Il est à noter qu'un combustible MOX usé remplace, dans l'entreposage, sept combustibles UOX qui n'auraient pas été traités, avec cependant un dégagement thermique plus important par assemblage.

1.3 - Les déchets produits par le parc électronucléaire français

De manière générale, la connaissance et la prévision des quantités de déchets radioactifs présentes sur le sol national constituent une priorité de la puissance publique. A cet effet, un rapport sur la notion d'inventaire, demandé au président du conseil d'administration de l'Andra et repris par le gouvernement, a conduit à préconiser la poursuite du recensement géographique des déchets existants sur le sol national et la réalisation d'un inventaire prospectif. Il comportera :

- deux projections, en 2010 et 2020 ;
- l'estimation des quantités de déchets engagées par le parc électronucléaire actuel en supposant une durée de vie des centrales de quarante ans.

Cet inventaire concerne tous les déchets et a une visée d'exhaustivité et de précision.

Par ailleurs, concernant spécifiquement les déchets issus du parc électronucléaire, d'autres outils ont été élaborés en complément. Il convient d'abord de rappeler les données de base.

Pour une production de 410 TWh par an, environ 1100 à 1200 tonnes de combustibles (UOX et MOX) sont déchargées des 58 réacteurs du parc électronucléaire français.

Dans le mode actuel d'exploitation, 20 réacteurs reçoivent un chargement comprenant 30 % de combustibles MOX. Environ 850 tonnes de combustibles UOX sont traitées annuellement, ce qui nécessite la fabrication de 100 t de MOX par an (à 8,5 % de plutonium dans la future gestion parité MOX) pour permettre l'adéquation des flux avec une quantité de plutonium séparé ne dépassant pas celle nécessaire à la souplesse industrielle requise. Les combustibles UOX en attente de traitement et les combustibles MOX usés sont, pour l'heure, entreposés dans les piscines des centrales d'EDF et à La Hague. Ces combustibles seront traités à terme.

Pour les besoins de la recherche, l'Andra, en collaboration avec AREVA, le CEA et EDF, a établi un modèle d'inventaire de dimensionnement (MID, cf. intra). Ce modèle est destiné à donner une évaluation prudente et majorante des quantités de déchets à venir dans le cadre du parc actuel. Il est utilisé aux fins de la recherche et n'a pas d'exigence en matière de comptabilité précise. Il s'agit de prendre en compte les incertitudes actuelles, par exemple sur le conditionnement des déchets.

Ce modèle d'inventaire, tant physique que radiologique, concerne les déchets du parc actuel. La poursuite du programme de production électronucléaire avec la prise en compte de nouvelles filières de réacteurs et l'application éventuelle de traitements issus du premier axe de recherche, pourra conduire à des déchets ayant des caractéristiques physiques et radiologiques différentes. Toutefois ces données résulteront des études des filières nouvelles de réacteurs et de traitement et seront d'ailleurs prises en compte pour l'évaluation de ces nouvelles solutions.

Chapitre 2 : Objectifs et programmes des recherches

La loi du 30 décembre 1991, reprise dans l'article L-542 du Code de l'Environnement, prescrit trois axes de recherche :

Le premier axe de recherche concerne les possibilités de séparation et transmutation de radionucléides à vie longue présents dans les déchets. Le but est de réduire la toxicité radiologique des déchets nucléaires.

Le deuxième axe de recherche concerne l'étude du stockage dans des formations géologiques profondes. La loi a prévu la construction de laboratoires souterrains de recherche. Une telle approche rend ainsi disponible un outil essentiel pour, évaluer le confinement pouvant être apporté par un milieu géologique sur une zone donnée, mais aussi pour évaluer l'impact de la réalisation des ouvrages et de la mise en place des colis de déchets sur ces paramètres.

Le troisième axe de recherche concerne le conditionnement des déchets en vue de leur stockage ou de leur entreposage, ainsi que la définition des concepts d'entreposage de longue durée en surface ou subsurface (à flanc de colline).

Les organismes de recherche et les ministères concernés ont conclu, dès 1993, à la nécessité de préciser en commun les méthodes et critères relatifs à la programmation des recherches, ainsi que les critères d'évaluation des résultats des recherches. Ces méthodes et critères ont été présentés en détail dans les éditions précédentes du document « Stratégie et Programme des Recherches ».

La loi fixe un point de rendez-vous en 2006, que les acteurs du programme sont convenus d'explicitier en ces termes : apporter en 2006 les éléments scientifiques, techniques et économiques en vue de l'évaluation des modes de gestion envisageables à court et long terme et permettant une décision éclairée en 2006, avec une mise en œuvre de modes de gestion validés à cette date et, le cas échéant, une prolongation des voies de recherche les plus intéressantes pour le long terme.

En effet, 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.

Les principes généraux énoncés par la loi ont permis de définir les objectifs et de fixer la stratégie de recherche :

- Pour un service rendu donné (quantité d'électricité), diminuer autant que raisonnablement possible la production et l'impact des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue dans la mesure où cela peut réduire les risques liés à ces derniers. Les processus industriels actuels devront donc poursuivre leur optimisation et des techniques nouvelles être recherchées en vue d'un moindre impact des nuisances potentielles ;
- Proposer des modes de gestion adaptés à chacun des produits susceptibles d'être considérés comme des déchets ;
- Evaluer la flexibilité et le degré de réversibilité 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 ;
- 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 ont guidé la stratégie générale des recherches et déterminé les programmes de recherche pilotés par l'Andra et le CEA.

2.1 - Structuration technique des programmes

La loi du 30 décembre 1991 impose une large exploration des solutions scientifiques et techniques possibles en matière de gestion des déchets dans le cadre des axes de la loi.

Le programme de recherches a abordé les diverses solutions envisageables. 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 pour les radionucléides non aisément transmutables, leur conditionnement spécifique dans des matrices nouvelles ;
- leur conditionnement en 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 ; il nécessite la poursuite d'une surveillance humaine ;
- 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 méthode appliquée a consisté 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 ont été instruites pour chaque produit ou classe de produits radioactifs de haute activité et à vie longue 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 ?

2.2 – Concepts et critères d'évaluation

L'évaluation tant des projets de recherche que de leurs résultats, concernant la gestion des déchets radioactifs, fait appel à des notions communes à toutes les recherches finalisées : pertinence vis-à-vis des objectifs, disponibilité et adéquation des moyens de recherche, faisabilité technique et industrielle

etc. La particularité des recherches sur la gestion des déchets nucléaires est de s'apprécier par leur aptitude à limiter les risques liés à la radioactivité des produits de l'aval du cycle et à obtenir la confiance de l'opinion publique, des pouvoirs publics, des autorités de contrôle et des industriels qui les mettent en œuvre. Trois notions sont à souligner de ce point de vue : l'appréciation du risque dû à la radioactivité ; la réversibilité du stockage ; la flexibilité des options de gestion.

2.2.1 – Appréciation du risque dû à la radioactivité

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 raisonnablement possible l'inventaire des substances radiotoxiques et dans la mesure où cela s'avèrerait in fine intéressant en terme d'impact global. La seconde concerne les mesures de confinement à prendre vis à vis de l'inventaire restant pour assurer la sûreté de ces déchets et ainsi empêcher que ces substances puissent être ingérées ou inhalées 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 mesurée en *becquerels*. Pour tenir compte de la variabilité des effets toxiques selon la nature et l'énergie des particules émises lors des désintégrations et le débit de dose, on se réfère à la radiotoxicité dont un des indicateurs est la dose efficace exprimée en *sievert*. Il faut noter que cette unité n'est qu'une estimation 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 (sans aucune considération des mesures prises pour confiner ces radionucléides).

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 (tml_i). 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 confinement et 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 des éléments éventuellement transférables à la biosphère pouvant conduire à l'exposition de populations exposées. On calcule alors des *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 expositions et doses correspondantes 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, mais aussi aux modes de confinement, aux contraintes propres et aux risques de chaque installation, et in fine aux doses à l'exutoire d'un stockage. Il convient de noter que le confinement de la radioactivité n'inclut pas celui de la chaleur, qui doit être évacuée, notamment celle issue des déchets à haute activité. Les contraintes de gestion de l'inventaire thermique sont également un facteur important de la gestion à long terme des déchets pendant les premiers siècles.

2.2.2 – Réversibilité du stockage

La réversibilité citée dans la loi est l'une des caractéristiques importantes d'un concept de stockage en formation géologique profonde. L'idée est de se prémunir contre une destruction ou un vieillissement prématuré des barrières de confinement résultant d'événements catastrophiques ou d'erreurs de

conception. Pendant une période déterminée, le concept de stockage doit permettre la détection d'une défaillance et le retrait des colis de déchets.

La réversibilité avait été prise en compte dans les recherches menées au titre de l'axe 2. Suite à la demande du Gouvernement en 1998, un effort accru a été consacré à l'étude de la réversibilité du stockage. 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.

De ce point de vue, le stockage réversible s'apparente à un entreposage de longue durée qui intègre par définition la réversibilité. En effet, une installation de ce type est conçue pour permettre la reprise des colis, tout en assurant leur protection de façon robuste et durable.

2.2.3 - 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 s'appliquant non seulement au concept de stockage, mais à l'ensemble des procédés de traitement et de conditionnement.

Apparenté à l'application du « principe de précaution », 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 (par exemple des conditionnements de déchets autorisés dans le passé).

De telles attitudes ne sauraient constituer une règle de conduite générale, mais refuser la flexibilité peut conduire à des impasses ou à des choix de recherche incohérents.

Les résultats des 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).

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

A l'approche de l'échéance de 2006, l'appréciation comparée des solutions issues de la recherche devient une préoccupation primordiale. En effet, si l'exploration des différentes solutions applicables à la gestion des produits de l'aval du cycle a été menée avec une grande liberté intellectuelle pour encourager l'innovation, il est maintenant temps de mettre en évidence les solutions techniques susceptibles d'être mises en pratique après 2006.

Les solutions issues des résultats de la R&D doivent être appréciées du niveau le plus fin (les briques de base scientifiques) jusqu'aux solutions plus globales permettant de gérer industriellement les déchets radioactifs. Naturellement, les outils pour y parvenir relèvent de thématiques spécifiques et diverses : scientifique, technique, industrielle, économique et politique. Pour simplifier, nous distinguerons trois grandes classes de résultats à évaluer.

Les briques de base scientifiques : il s'agit notamment de l'acquisition de données de base, de la compréhension des mécanismes, de la modélisation des phénomènes physico-chimiques... Dans ce domaine, l'évaluation nécessite un jugement des pairs ainsi qu'une expertise internationale au plus haut niveau. Au niveau des équipes de recherche, les outils sont les communications dans les congrès, les publications dans les revues scientifiques avec comité de lecture et les conseils scientifiques et techniques des laboratoires. Les organismes en charge des recherches, Andra, CEA et CNRS, disposent d'organes d'évaluation composés d'experts reconnus internationalement, dont certains récipiendaires du prix Nobel : conseil scientifique de l'Andra, « Visiting Committee » du CEA, Haut Commissaire à l'énergie atomique, Comité national de la recherche scientifique du CNRS. De plus, des organisations internationales, Agence pour l'énergie nucléaire de l'OCDE, Agence internationale de l'énergie atomique, sont invitées à évaluer au cours de revues d'experts internationaux les programmes de recherche, comme ce fut le cas en 2003 pour le dossier 2001 Argile de l'Andra. Finalement, la Commission nationale d'évaluation, composée de personnalités qualifiées, auditionne les acteurs de la loi sur des sujets d'intérêt tout au long de l'année.

L'unité de production : elle exploite les procédés issus de l'assemblage des briques de base scientifiques. Or quand la faisabilité scientifique paraît acquise, il reste encore de nombreux points à instruire avant d'envisager le passage au stade industriel : sûreté, complétude, coût prévisionnel. Ces quelques points parmi d'autres 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 doit être 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.

Les modes de gestion des déchets radioactifs : le contexte scientifique, technique et industriel nous permet d'identifier plusieurs scénarios couvrant le plus large spectre de solutions globales de gestion ; ces scénarios peuvent être construits en imaginant toutes les évolutions du parc nucléaire français. Toutefois, pour être évalués, ces scénarios doivent être simples, refléter la diversité des possibilités techniques, et prendre en compte différents choix politiques possibles. L'évaluation des scénarios peut se faire en fonction de différents critères. Ces critères ont pour but de simplifier une réalité complexe pour la rendre compréhensible et interprétable.

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 globale 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, et son mode de confinement,
- 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. Cette analyse est en cours.

Par ailleurs, le Forum d'échanges sur les données environnementales (voir chapitre 3, section 3.4) réunissant l'Andra, le CEA, la COGEMA, EDF et Framatome - ANP conduit une réflexion sur ce type d'analyse multicritère. Il est intéressant de noter que cette démarche se retrouve aussi au sein d'organismes internationaux tels que l'AEN ou l'Union européenne, et chez nos homologues étrangers. Au cours des dernières années, le Forum a établi cette méthodologie, réuni des informations pertinentes dans une base de données partagées, élaboré et quantifié des scénarios. Il en a structuré les enseignements et articulé ceux-ci avec des études d'impact. Il a aussi travaillé sur la validité des méthodes employées. Son rapport de synthèse sera produit en 2004.

Chapitre 3 : Organisation et Coordination

3.1 - L'organisation des recherches

3.1.1 - Les acteurs des recherches

En France, les recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue sont menées essentiellement par l'Andra et le CEA, COGEMA, Framatome - ANP, EDF, le CNRS et les Universités. L'ensemble de ces organismes regroupe les producteurs et les gestionnaires de déchets, les industriels et les organismes de recherche.

Pour coordonner ces recherches, le Ministère délégué à la Recherche et aux Nouvelles Technologies (MRNT) réunit le Comité de Suivi des Recherches sur l'Aval du Cycle (COSRAC), où se retrouvent les acteurs, les représentants des Ministères de l'Industrie et de l'Environnement, l'Autorité de Sécurité Nucléaire (la DGSNR) et l'IRSN, institut de recherches et d'expertise auprès des pouvoirs publics. Les propositions d'orientation ou d'inflexion des recherches sont débattues au COSRAC.

En effet, la Direction de la Technologie du MRNT est responsable de la politique menée sur ces recherches, comme la Direction Générale de l'Energie et des Matières Premières (DGEMP) du Ministère de l'Industrie, responsable de la politique énergétique, veille à la pertinence des mesures prises pour gérer les déchets nucléaires.

La loi du 30 Décembre 1991 associe un pilote à chacun des axes de recherches qu'elle a prévus : pour les axes 1 et 3, le Gouvernement a désigné le CEA, et pour l'axe 2, l'Andra.

3.1.2 - Articulation des travaux au sein des pouvoirs publics

La Loi prévoit que : « le gouvernement adressera au Parlement, avant 2006, 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 ».

Ce rapport global d'évaluation, dont l'établissement incombe à la Commission nationale d'évaluation, sera accompagné d'un document fixant la position du gouvernement à l'égard des principaux enjeux stratégiques.

Le MRNT prépare une synthèse des programmes de recherche susceptibles d'être poursuivis après 2006, en appliquant les critères de pertinence définis à la section 2.2 de ce document. Enfin, le Ministère délégué à l'Industrie a réuni un comité chargé d'élaborer, avec les acteurs de la recherche et les industriels concernés, un jeu des scénarios concernant l'avenir de l'énergie nucléaire en France. Ces scénarios seront soumis à une analyse multi-critères suivant les méthodes présentées à la section 2.3.

Par ailleurs, l'ASN élabore un plan national de gestion des déchets radioactifs qui permettra de gérer de façon cohérente l'ensemble des déchets radioactifs, quel que soit le producteur, afin de garantir la sécurité de leur gestion et les financements associés, en déterminant notamment les priorités en la matière.

3.1.3 - Organisation de la recherche dans les différents organismes

Coordonnée par les pilotes de la loi, l'Andra et le CEA, la recherche scientifique et technique entre les acteurs s'appuie sur des structures propres à chacun des organismes.

Au CEA, les travaux sont coordonnés par la Direction de Programme « Recherches pour la Gestion des Déchets » de la Direction de l'Energie nucléaire (DEN). Ils sont réalisés par la Direction de l'Energie Nucléaire avec des contributions, en particulier sur les matériaux (tous axes) de la Direction de la Recherche Technologique (DRT), sur les accélérateurs et les données nucléaires (axe 1) 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).

A EDF, ces travaux sont menés à la Division « Combustibles », à la Division « Ingénierie » et à EDF-Recherche et Développement. Ils sont structurés autour de trois grands projets :

- « axe 1 », qui regroupe les études sur l'évaluation technico-économique des scénarios et des systèmes de transmutation, ainsi que les études sur la gestion du plutonium ;
- stockage géologique des déchets HAVL ;
- entreposage des combustibles usés.

A COGEMA, les travaux de recherche sont pilotés par la « Business Unit Traitement, qui exploite l'usine de La Hague. La majorité de cette recherche est effectuée sous contrat par les pilotes des axes. D'autres contributions significatives proviennent de SGN, filiale d'ingénierie de COGEMA. La Direction de la Recherche et développement vérifie la cohérence de ces travaux avec la politique générale de l'entreprise.

Le CNRS, via son Programme interdisciplinaire sur l'Aval du Cycle Electronucléaire (PACE), fait appel aux compétences des départements suivants : Physique nucléaire et corpusculaire (IN2P3), Sciences de l'Univers (INSU), Sciences Physiques et mathématiques (SPM), Sciences chimiques (DSC) et Sciences pour l'Ingénieur (SPI). Ses équipes collaborent, au sein des Groupements de Recherche (GDR) mentionnés plus loin, avec les autres acteurs du domaine.

Pilotées par l'Andra, les études prévues sur l'axe 2 sont structurées autour de deux projets principaux :

- HAVL-Argile, qui regroupe le tronc commun des études (colis...) et les études propres au milieu argileux ; celles-ci sont centrées sur le laboratoire souterrain de Bure ;
- HAVL-Granite, qui regroupe les études sur le milieu granitique, en l'absence à ce jour de laboratoire souterrain de recherche.

L'Andra identifie les grandes questions scientifiques relatives à la gestion des déchets radioactifs et évalue les enjeux, assure l'élaboration des programmes de recherche, associe l'ensemble des partenaires compétents (voir plus loin la section 3.3.) et permet de hiérarchiser les priorités.

3.2 - La coordination entre les pilotes des trois axes de recherche

Les orientations pluriannuelles des recherches menées en partenariat entre les deux pilotes (CEA et Andra) sont élaborées dans le cadre d'un **accord de partenariat stratégique**. Celui-ci a prévu la mise en place de **Comités Techniques Thématiques (CTT)**, sur les thèmes suivants, à l'interface entre les axes 2 et 3 :

- **Conteneurs** : ce thème recouvre les travaux de conception et de développement des conteneurs, leurs fonctions et performances en entreposage de longue durée et en stockage, en veillant à la compatibilité entre ces deux éventualités ;
- **Spécifications et inventaires** : il s'agit d'assurer une définition cohérente des caractéristiques des colis et le partage des connaissances sur leur comportement ;
- **Modélisation** : la plate-forme ALLIANCES (Atelier Logiciel d'intégration, d'analyse et de couplage pour l'entreposage et le stockage) est élaborée dans une démarche cohérente et rigoureuse. Son développement se poursuit ;

- **Matériaux** : les travaux portent sur le comportement des matériaux du stockage (bétons de structure, argiles et bétons des barrières ouvragées) et des colis (verres, coques et embouts compactés, bitumes, colis cimentés) ;
- **Sûreté** : il s'agit d'assurer une approche convergente de la sûreté pour l'entreposage de longue durée et le stockage ;
- **Expérimentations en laboratoire souterrain** : la démarche est ici de promouvoir les coopérations sur le volet expérimental, (préparation d'expériences de diffusion, de thermique et d'analyse chimique).

3.3 - Accords de collaboration et travaux réalisés en partenariat entre les différents acteurs

La coordination entre axes concerne la recherche et développement sur les déchets ; elle porte notamment sur les thèmes suivants :

- réduction à la source de la quantité de radionucléides à vie longue,
- ouverture d'options nouvelles dans les stratégies de l'aval du cycle,
- prise en compte de l'inventaire et de la thermique des déchets, et recherche d'une hiérarchisation des radionucléides en liaison avec le concept de stockage,
- études d'impact.

L'accord tripartite entre CEA, EDF et Framatome - ANP organise la R&D intéressant le secteur industriel électronucléaire, principalement réalisée au CEA. Son champ couvre les thèmes liés au parc actuel et en développement, aux combustibles des réacteurs, aux nouveaux systèmes et aux cycles associés du combustible, enfin, à l'effet des activités nucléaires civiles sur l'environnement et la santé. Il recouvre plusieurs activités de recherche concernant plus spécifiquement les déchets. Cet accord comporte plusieurs Comités-Programmes, par exemple :

- **sur le combustible** : son domaine couvre l'amélioration des performances des combustibles, leur comportement en réacteur en situations normale et accidentelle, et le comportement à long terme des combustibles usés. Un groupe de gestion de projet (GGP), PRECCI (Programme de Recherches sur l'Evolution à long terme des Colis de Combustibles irradiés), porte sur le combustible usé et l'aval du cycle. Financé à parts égales par le CEA et EDF, le GGP PRECCI est organisé en plusieurs sous-programmes, concernant l'évolution du combustible usé entreposé à sec (dont l'un cofinancé par Framatome - ANP), le stockage, enfin l'élaboration de modèles opérationnels ;
- **sur la préparation du futur** : son domaine couvre notamment les nouveaux réacteurs et cycles du combustible, y compris la transmutation et les systèmes hybrides ; dans celui-ci, un GGP sur les études de scénarios de l'axe 1 est financé à 80 % par le CEA, 10 % par EDF et 10 % par Framatome - ANP.

Dans **l'accord tripartite Andra-CEA-EDF** (signé en Juillet 2003) interviennent 4 comités techniques sur :

- l'axe 1 : séparation, pyrochimie (et réacteurs à sels fondus), transmutation, matrices, combustibles et cibles ;
- les conteneurs et l'entreposage ;
- la reprise des déchets anciens, en particulier le graphite des réacteurs UNGG ;
- le stockage : études phénoménologiques (comportement des argiles, corrosion, bétons) et la modélisation (plate-forme logicielle ALLIANCES).

Un accord particulier a été signé entre l'Andra, le CEA, et EDF pour la réalisation d'un démonstrateur de conteneur de stockage de combustibles usés compatible avec l'entreposage.

L'accord entre CEA et COGEMA sur des **Programmes d'Intérêt Commun** sur l'aval du cycle couvre notamment la séparation (axe 1), la vitrification, le conditionnement des déchets anciens et le comportement à long terme des colis de déchets fabriqués par COGEMA. Un accord de partenariat existe également entre EDF et COGEMA, pour un échange d'informations sur leurs programmes de recherches, et notamment sur le conditionnement en verres, bitumes, etc...

Une large collaboration sur les thématiques des déchets s'appuie sur les **Groupements de Recherche** (GDR) du CNRS, regroupés au sein du Programme interdisciplinaire sur l'aval du cycle Electronucléaire (**PACE**) mis en place par le CNRS en 1997. Cinq GDR ont été créés et font appel aux compétences des différents Départements du CNRS :

- **GEDEPEON** (Gestion des Déchets et Production d'Energie par des Options Nouvelles – partenariat CEA/CNRS/EDF/Framatome - ANP). Son domaine de travail est la transmutation, via les systèmes assistés par accélérateur, dont il a évalué les différentes composantes (accélérateur de protons de haute intensité, cible de spallation, comportement du massif sous-critique à des impulsions neutroniques, matériaux, données nucléaires). Ses thèmes se sont récemment tournés vers l'évaluation de nouveaux systèmes de production d'énergie, en particulier réacteurs à sels fondus et cycle du thorium ;
- **PARIS** (Physicochimie des Actinides et autres Radioéléments aux Interfaces et en Solutions – partenariat Andra/CEA/CNRS/EDF) dont l'activité porte sur la séparation des radioéléments (par voie aqueuse ou ignée – axe 1) et sur la physicochimie aux interfaces des processus de migration/rétention des radionucléides (axes 2 et 3) ;
- **NOMADE** (Nouveaux Matériaux pour Déchets – partenariat CEA/CNRS/COGEMA /EDF) recherche des matériaux pour le conditionnement spécifique d'actinides mineurs et de produits de fission à vie Longue (axes 1 et 2) et aussi des matrices pour fabriquer des cibles dans lesquelles transmuter des déchets nucléaires (axe 1). Ces matériaux trouvent leur validation scientifique soit sur des faisceaux d'accélérateurs, soit en leur incorporant des radioéléments (par exemple, dans les laboratoires actifs de Marcoule) ;
- **FORPRO** (Formations Géologiques Profondes – partenariat Andra/CNRS) promeut une recherche de haut niveau en géosciences, autour de sites d'implantation de laboratoires souterrains de stockage (axe 2) : analyse structurale du site, prélèvements d'échantillons au cours du fonçage du puits, origine et caractérisation des eaux souterraines, équipement expérimental du laboratoire souterrain et acquisition des données ;
- **MOMAS** (MOdélisations MATHématiques et Simulations – partenariat Andra/BRGM/CEA/CNRS/EDF) fournit aux quatre autres GDR des méthodes et des outils numériques pour les analyses de faisabilité et de risque.

Le CEA s'est engagé avec le Programme Interdisciplinaire Matériaux du CNRS dans 2 **Contrats de Programme de Recherche** (CPR : recherches à objectifs communs sur 4 ans) : ISMIR (Isolants Modélisés sous IRradiation), collaboration CEA-CNRS et SMIRN (Simulation des Matériaux des Installations et Réacteurs Nucléaires).

L'Andra mobilise sur ses travaux les compétences scientifiques 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. L'Agence suscite, constitue et anime les réseaux scientifiques nécessaires, développe relations et partenariats avec le monde universitaire, les grands organismes de recherche et les acteurs industriels. Il faut souligner l'importance du partenariat avec le CNRS, dans le cadre des GDR du programme sur l'aval du cycle électronucléaire (PACE). La communauté scientifique, fortement mobilisée, des GDR : FORPRO pour le milieu géologique, MOMAS pour la simulation numérique, PARIS pour les aspects chimiques, fournit un apport de premier plan aux travaux de l'Agence.

L'Andra a également mis en place avec plusieurs organismes de recherche (CNRS, INERIS, BRGM, INPL, IFP, Ecole des Mines de Paris) des conventions de partenariat. La coopération avec l'Institut français du pétrole s'est renforcée. L'Andra est également associée au programme Ecosphère Continentale, financé par plusieurs départements du CNRS, huit organismes de recherche, et abondé par le Ministère de la Recherche via le Fonds National de la Science. L'Andra développe par ailleurs sa politique de constitution de groupements de laboratoires intervenant sur des thématiques ciblées (matériaux, géoprospective, géomécanique...). Par ailleurs, une politique de soutien de l'Andra aux thèses de doctorat et aux bourses post-doctorales est mise en œuvre.

3.4 - Collaboration sur les impacts sanitaires et environnementaux du cycle électronucléaire

Le Forum d'échange de données relatives à l'impact sanitaire et environnemental de la filière électronucléaire française, créé en 1995, rassemble l'Andra, le CEA, EDF, COGEMA et Framatome - ANP et l'IRSN. Les questions suivantes sont abordées :

- Quels enjeux écologiques et sanitaires s'imposent à la filière électronucléaire ?
- Comment définir des caractéristiques environnementales et sanitaires pertinentes pour un système de gestion des déchets radioactifs ?
- Comment comparer des scénarios prospectifs alternatifs ?
- Comment prendre en compte, dès la conception d'un système de gestion des déchets radioactifs, la qualité environnementale, et la garantir tout au long du cycle ?

Sans négliger les recherches "de base", les travaux ont surtout porté sur la comparaison ou l'exportation des méthodes du nucléaire vers d'autres domaines énergétiques. Une base de données sur l'impact potentiel de stratégies contrastées de fin de cycle ou de ses installations a été élaborée. De premiers résultats sont disponibles sur le cycle actuel.

L'analyse de décisions portant sur l'aval du cycle doit prendre en compte l'ensemble des étapes du cycle. Plusieurs scénarios prospectifs sont analysés pour un même service rendu : la production électrique de 1 TWh. L'originalité de la démarche d'évaluation repose sur la combinaison de trois méthodes :

- l'utilisation d'un code de neutronique qui simule le scénario et calcule les inventaires de radionucléides d'un parc entier,
- l'analyse de cycle de vie, qui évalue les impacts environnementaux des étapes de la filière,
- les études d'impact et de sûreté qui évaluent les enjeux sanitaires dans les installations et les centres de stockage.

3.5 - Coopérations internationales

Les différents organismes maintiennent un réseau international de coopérations, soit par des accords bi ou tripartites (par exemple, programmes expérimentaux menés dans des laboratoires méthodologiques étrangers), soit en intervenant dans des collaborations internationales engagées sur des travaux relatifs au cycle des combustibles et à la gestion des déchets.

Les collaborations sont décrites ci-dessous en choisissant de les classer suivant les axes de la loi.

3.5.1 - Collaborations internationales sur l'axe 1

3.5.1.1 - Le Forum Generation IV

Dans ce domaine, l'événement dominant est la mise en place du « Generation IV International Forum » ou GIF, créé en 2000. Il rassemble 11 pays : Afrique du Sud, Argentine, Brésil, Canada, Corée du Sud, Etats-Unis, France, Japon, Royaume-Uni, et Suisse, auxquels s'est joint Euratom en 2003. Il vise à développer une quatrième génération de réacteurs et les technologies associées du cycle des combustibles. La durabilité, la sûreté, l'économie et la réduction des déchets sont mentionnées explicitement parmi les avancées recherchées. De 2000 à 2002, six concepts de systèmes futurs de production d'énergie nucléaire ont été sélectionnés : 3 concepts de réacteurs rapides, respectivement refroidis au sodium, au plomb et au gaz, un réacteur thermique refroidi au gaz mais fonctionnant à très haute température, un réacteur à eau supercritique, enfin un réacteur à sels fondus. L'année 2003 voit la mise en place des plans de développement et la R&D proprement dite devrait débuter en 2004.

Cette réflexion et cette recherche et développement à très long terme sont engagées sur tous les aspects de la production d'énergie nucléaire. L'importance stratégique de ce forum et le poids donné aux recherches sur les combustibles rendent nécessaire de le mentionner ici. L'opération Generation IV constitue la toile de fond de tous les travaux mentionnés.

3.5.1.2 – Séparation

Les recherches dans le domaine des séparations sont largement ouvertes au plan international :

- Sur des études de chimie fondamentale relatives aux actinides et autres radionucléides à vie longue, conduisant à séparer les actinides des lanthanides, la collaboration se poursuit entre le CEA et l'Institut de Physique nucléaire d'Orsay, d'une part, et les Instituts de Physique et Chimie /Académie des Sciences et VERNADSKY de Moscou d'autre part. Des chercheurs russes sont détachés à Atalante. Le volet de recherche amont sur les déchets nucléaires sera également inclus dans un réseau d'excellence en physicochimie des actinides (proposition « ACTINET »), allant jusqu'au combustible usé ;
- Dans le domaine de la séparation poussée par hydrométallurgie, des collaborations existent avec la DOE des Etats-Unis (Programme « Advanced Fuel initiative »), en particulier avec les équipes des laboratoires nationaux d'Argonne et de Los Alamos. C'est aussi le cas avec les équipes japonaises (projet OMEGA) des laboratoires du JAERI et du JNC, dans le domaine de l'extraction sélective (détachements mutuels de chercheurs entre NUCEF et Atalante). La recherche de nouvelles molécules pour l'extraction en phase liquide structure la collaboration avec l'ITU. Les projets PARTNEW et CALIXPART du 5^{ème} PCRD avaient le même objectif. Ils sont prolongés par le projet intégré EUROPART du 6^{ème} PCRD, coordonné par le CEA ;
- Les méthodes de séparation pyrochimique (sels fondus) sont devenues un domaine particulièrement actif, sur lequel le CEA collabore avec le DOE, et aussi ITU et CRIEPI. Les potentialités de ces méthodes ont été explorées par le programme PYROREP du 5^{ème} PCRD (coordonné par le CIEMAT).

3.5.1.3 - Collaborations sur la transmutation

Les études de physique de cœurs innovants et de scénarios sont un thème sur lequel le CEA collabore en particulier avec les équipes japonaises du JAERI et de JNC.

De telles études ne peuvent être disjointes de travaux sur les combustibles. Ceux-ci portent aussi bien sur des combustibles innovants, dont l'irradiation dans PHENIX (avec les équipes du JAERI/JPC) est préparée, ou dans le cadre de la collaboration européenne EFFTRA sur des composés d'américium (avec EDF, FZK, ITU, Petten et NRG au réacteur HFR de Petten, ou sur PHENIX) ou encore sur

BOR-60 en Russie (combustibles vibrocompactés, ou à haute teneur en plutonium fournis par IPE-Obninsk). Pour ces études difficiles, exigeantes et longues, l'intérêt de ces collaborations est de pouvoir disposer d'un spectre étendu de combustibles (USDOE, IPPE-Obninsk, ITU, CRIEPI).

Ces irradiations constituent des tests intéressants d'incinération de produits de fission à vie longue (irradiations terminées de ^{99}Tc et de ^{129}I à HFR, et projetées dans PHENIX par la collaboration EFFTRA). Ce sont surtout des bancs d'essai de la transmutation d'actinides mineurs, en réacteur critique (collaboration avec l'USDOE), et en système hybride (collaboration avec JAERI pour des irradiations sur PHENIX, et avec l'USDOE). Sur ce dernier point, le besoin de données expérimentales est particulièrement criant, et pas seulement sur les combustibles. C'est pourquoi des collaborations européennes pour les systèmes hybrides et les systèmes du futur se sont constituées : onze projets européens, en plus des trois projets consacrés à la séparation, sont en cours :

- Sur les données nucléaires : mesures de sections efficaces et validation de données de base pour la transmutation, au sein du Programme HINDAS du 5^{ème} PCRD, (collaboration du CEA et du CNRS avec les laboratoires de Louvain-la-Neuve, Groningen, Uppsala, Darmstadt et le CERN), et évaluation des sections efficaces des actinides et des produits de fission dans le cadre du projet JEFF-3 de l'AEN ;
- Sur une source de spallation de forte puissance : les équipes du DOE, de CRIEPI et KAERI se sont jointes à la préparation de l'expérience MEGAPIE (collaboration CEA/CNRS/ ENEA/FZK/PSI) prévue en 2005. Sur le même thème, une collaboration du CEA avec LANL et la Suède (RIT et Université d'Uppsala) gère un projet ISTC (démarré à Moscou en 1998) d'une cible de 1 MW au Pb/Bi ;
- Sur l'équipement en dispositifs de mesure d'un massif sous-critique et sa réponse à des impulsions neutroniques: l'expérience Muse IV sur le réacteur Masurca, à laquelle aussi collabore l'US-DOE (ANL) ;
- Sur l'accélérateur d'un système hybride (collaboration CEA/DSM, CNRS/IN2P3, ENEA, Université de Francfort et IBA-Belgique). Les premiers éléments d'un accélérateur de protons de haute intensité sont en cours de production ;
- Les études globales de systèmes hybrides font l'objet du programme PDS-XADS du projet ADOPT (5^{ème} PCRD) pour un démonstrateur d'ADS. Dans ce cadre, des études fondamentales ont aussi été conduites sur les effets de l'irradiation sur les matériaux et leur corrosion/fragilisation par les métaux liquides. Un dossier préliminaire de faisabilité d'un ADS, basé sur le réacteur TRIGA de l'ENEA et un cyclotron a également été fourni ;
- Sur les systèmes du futur, des études de combustibles réfractaires (nitrures et oxydes) ont débuté, et les potentialités du cycle thorium sont approfondies.

Le réseau ADOPT du 5^{ème} PCRD coordonne ces programmes ; il a recherché des propositions cohérentes à intégrer dans le projet EUROTRANS du 6^{ème} PCRD. L'émergence de l'espace de recherche européen amène à dépasser le stade de la collaboration entre laboratoires, au profit d'une coopération entre institutions sur des thématiques plus vastes.

3.5.1.4 - Conditionnement spécifique

Les études de matrices de confinement de type synroc font l'objet d'un accord de collaboration scientifique entre l'organisme australien ANSTO et le CEA. De même que le laboratoire actif d'Atalante est utilisé pour évaluer les capacités de rétention de la zirconolite et d'une solution solide de type monazite, la même évaluation est en cours sur le PDT, par une collaboration CNRS-ITU, dans les laboratoires chauds de Karlsruhe. Des études sur les matrices bénéficient d'une collaboration bilatérale CEA/JAERI-JNC (Japon).

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.

3.5.2 - Coopérations internationales sur l'axe 2 (stockage en formation géologique profonde)

Le volet international constitue une dimension importante des recherches sur l'axe 2. Il est en effet indispensable de confronter la démarche des études à celle que suivent les acteurs étrangers et de bénéficier de leur retour d'expérience. Dans cette optique, plusieurs types d'action sont conduits :

- une veille scientifique et technique, rendue nécessaire par l'évolution des connaissances et l'intérêt des projets développés au plan international, ceux concernant notamment l'argile et le granite ;
- le développement de collaborations autour du laboratoire souterrain de Meuse Haute-Marne. La participation d'experts étrangers contribue à la préparation, la réalisation et l'interprétation des expérimentations. On notera ainsi l'intervention de scientifiques issus de Suisse (NAGRA), de Belgique (CEN-SCK, ONDRAF), d'Espagne (ENRESA), d'Allemagne (BGR), de Finlande (POSIVA), des Etats-Unis, du Japon (RWMC). Cette participation peut également prendre la forme de détachements de scientifiques sur le site ;
- la participation aux recherches menées dans les laboratoires souterrains étrangers. Sur ce point, une mention particulière doit être faite au laboratoire du Mont Terri (Suisse) ; en effet, les argiles à "Opalinus", dans lesquelles ce laboratoire est situé, présentent de grandes similarités avec les argilites du Callovo-Oxfordien du laboratoire de Meuse Haute-Marne. On notera également la conduite d'expériences dans d'autres laboratoires, comme celui d'Aspö en Suède pour le granite ou de Mol en Belgique pour l'argile. Ces collaborations prennent la forme, soit d'associations à des partenariats internationaux, soit d'expériences conçues en propre par les acteurs français, mais accueillies sur le site de ces laboratoires ;
- le développement de projets de recherche et de développement dans le cadre d'actions coordonnées par la Commission européenne (5^{ème} puis 6^{ème} programme cadre de recherche et développement). Les projets initiés dans le cadre du 5^{ème} PCRD sont aujourd'hui en voie de conclusion. Ces projets, associant de nombreux partenaires, ont permis d'acquérir des résultats importants, par exemple sur le comportement des argiles (ECOCLAY II) ou la définition d'une méthodologie pour intégrer les changements climatiques futurs dans l'analyse de sûreté du stockage en formation géologique profonde (BIOCLIM). Dans le cadre du 6^{ème} PCRD, l'Union européenne a mis en place des projets intégrés permettant d'atteindre une taille critique. Le projet ESDRED, coordonné par l'Andra, est consacré à l'ingénierie et à la démonstration de concepts de stockage (avec prototypes). Le projet NF-PRO « Near-field Processes » est dédié à une description des phénomènes et mécanismes à l'œuvre dans le champ proche d'un colis de déchets nucléaires, de la matrice de confinement à l'environnement immédiat du colis. Coordonné par l'organisme belge SCK-CEN, il rassemble 40 participants des agences européennes, les principaux organismes de recherche concernés et de nombreuses universités. Ces projets constituent des outils essentiels de coordination, au plan européen, des différentes démarches scientifiques et techniques ;
- la participation aux groupes de travail et aux projets d'instances internationales comme l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) ou l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE. Dans le cadre des actions générales de l'AIEA, on notera la participation française à la mise en œuvre de la convention commune sur la sûreté de la gestion des combustibles usés et des déchets radioactifs qui vise à promouvoir les meilleures pratiques au plan international. Les travaux initiés par l'AEN sont réalisés sous l'égide du Comité pour la gestion des déchets radioactifs (RWMC). On mentionnera plusieurs initiatives : le "Clay Club" regroupe les agences concernées par les questions de stockage en milieu argileux, le groupe "Sorption" a préparé des exercices d'inter comparaison de modélisations sur la sorption et les bases de données associées, le groupe "TDB" se charge de la mise à jour de la base de données thermodynamiques qui produit régulièrement les données expertisées au plan international ;

- la mise en œuvre d'accords et de projets bilatéraux entre agences nationales ou organismes chargés des recherches dans différents pays impliqués. On notera à ce titre l'accord existant entre l'Andra et son homologue belge l'ONDRAF. Des contacts avec le Department of Energy américain ont permis de définir une coopération sur la simulation numérique. De manière générale, des partenariats existent entre l'ensemble des agences de gestion des déchets radioactifs au plan international ;
- l'organisation de colloques internationaux, à l'instar de "*Clays in natural and engineered barriers for radioactive waste confinement*" à Reims en décembre 2002. Ces colloques permettent de confronter les points de vue des meilleurs spécialistes du domaine. A titre d'illustration, le colloque de Reims a rassemblé près de 450 spécialistes internationaux, issus de plus de vingt pays, et donné lieu à la publication d'une cinquantaine d'articles dans des journaux internationaux. Une deuxième édition est prévue à Tours en mars 2005.

Il convient également de noter les efforts menés pour disposer d'évaluations internationales des recherches. Sur la base du dossier 2001 élaboré par l'Andra et présentant les acquis du programme français, une revue internationale a été engagée à la demande du gouvernement français au cours de l'année 2002 sous l'égide de l'OCDE/AEN. Le rapport rédigé en 2003 par un comité d'experts internationaux a souligné l'intérêt et la qualité de la démarche française.

3.5.3 - Collaborations internationales sur l'axe 3

L'aspect international des travaux menés sur l'axe 3 se concrétise par plusieurs contrats de la Commission européenne sur les sujets suivants :

- un test de mesures comparatives de déchets par méthodes non destructives,
- le développement de mesures d'activité des déchets par interrogation neutronique,
- un programme de caractérisation de la surface accessible des verres nucléaires, par tomographie à haute énergie et comparaison avec les techniques conventionnelles,
- la participation à un programme de contrôle qualité des colis de déchets nucléaires avec un système de détecteur Ge télescopique et suppression Compton.

A côté des contrats européens, des collaborations bi- ou multilatérales portent sur les thèmes particuliers de l'entreposage de longue durée :

- sur la gestion générale des déchets, avec le BMWI allemand et l'Andra, et aussi avec JNC (Japon), le MINATOM russe et SKB. La question essentielle des mesures non destructives est un sujet de collaboration, en particulier avec JAERI au Japon ;
- sur leur conditionnement, avec JNC, l'ITU et en particulier l'ANSTO australienne, sur l'évaluation des matrices synroc et vitrocristallines ;
- sur les conteneurs, avec JAERI, l'OCRWM (Office of Civilian Radioactive Waste Management) du DOE américain et le SKB suédois ;
- sur la vitrification avec le MINATOM, et plus généralement sur les procédés de conditionnement ;
- sur le comportement à long terme des colis, avec le JNC, l'ANSTO, le DOE et SKB.

La collaboration sur le combustible usé fait aussi intervenir EDF. C'est un sujet de large intérêt sur lequel des échanges ont lieu avec ITU, l'EPRI américain et le CRIEPI japonais.

Le thème général de la migration des radio-nucléides est abordé dans les collaborations avec le JAERI et aussi le laboratoire suisse du PSI (Zürich).

Chapitre 4 : Acquis

Les recherches dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991 ont permis des avancées importantes. Certaines ont été déjà mises en œuvre au niveau industriel par COGEMA sur le site de La Hague, permettant ainsi de réduire la radioactivité des effluents rejetés dans l'environnement et le volume total des déchets produits.

La stratégie française de gestion industrielle des combustibles usés consiste à séparer le plutonium et l'uranium, matières valorisables, et d'incorporer dans des verres les produits de fission et les actinides mineurs, afin d'assurer un confinement très stable. L'utilisation des combustibles MOX permet de réduire de 20 % la production de plutonium qui est le plus fort contributeur à la radiotoxicité des combustibles usés. Pour aller plus loin, il faudrait envisager le multi-recyclage du plutonium. Les recherches ont montré que ce multi-recyclage est possible dans des réacteurs REP, notamment en utilisant des combustibles nucléaires nouveaux MOX-UE¹.

Les actinides mineurs² représentent les seconds principaux contributeurs à la radiotoxicité des déchets HAVL. La réduction de leur radiotoxicité à long terme implique la faisabilité de la séparation poussée de ces radioéléments et leur transmutation dans des systèmes idoines. Un résultat remarquable du programme est d'avoir démontré la faisabilité scientifique d'un procédé de séparation poussée des trois actinides mineurs et de certains produits de fission³. La faisabilité scientifique du confinement des mêmes radioéléments dans des matrices vitro-céramiques en vue de leur entreposage a été démontrée. La faisabilité de la transmutation des actinides mineurs dans des réacteurs REP, quoique théoriquement possible, paraît difficilement industrialisable : la distribution en énergie des neutrons dans ces réacteurs est nettement moins favorable que dans les réacteurs à neutrons rapides en ce qui concerne l'incinération des actinides. Les programmes de recherche étudient donc deux systèmes pour la réalisation de la transmutation des actinides mineurs, et de certains produits de fission :

- une nouvelle génération de réacteurs innovants étudiée au sein du forum international Generation IV pour laquelle des combustibles spéciaux ont été réalisés. La remise en service, effective courant 2003, du seul réacteur rapide français, Phénix, fournit des conditions neutroniques satisfaisantes pour les premiers tests d'irradiation de ces combustibles ;
- un concept de réacteur hybride sous-critique couplé à un accélérateur de particules pour lequel des projets (TRADE, MYRRHA) associant plusieurs partenaires européens sont en cours.

Les recherches de l'Andra sur le stockage sont menées dans trois directions principales : connaissance détaillée des colis à stocker, connaissance de la géologie, élaboration des concepts de stockages (ingénierie). Une fois les concepts élaborés, la sûreté du stockage est évaluée à l'aide des modèles développés à cette fin. Ces recherches ont été consacrées en priorité au stockage dans une couche d'argile, en France, au laboratoire de recherche de Bure (Meuse/Haute-Marne) et à l'étranger au laboratoire du Mont Terri. La synthèse des connaissances sur l'argile a fait l'objet d'un dossier en 2001 qui a été évalué favorablement par un comité international d'experts mandatés par l'Agence de l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE. A partir de ce travail, l'Andra a défini pour chaque catégorie de déchets : d'une part un conditionnement type de déchets, en lui attribuant en liaison avec les recherches menées au CEA un comportement à long terme et, d'autre part un concept simple et robuste de stockage. Les études concourant à établir la faisabilité apparaissent en bonne voie du point de vue technique et de l'ingénierie.

¹ Combustibles plutonium et uranium enrichi

² Américium, neptunium et curium

³ Iode et technétium

Les études in situ sur les milieux granitiques ont été interrompues après la décision de ne pas poursuivre les travaux dans la Vienne. La démarche de recherche a alors été de s'appuyer sur des études réalisées dans le cadre de collaborations internationales et d'expériences menées dans des laboratoires étrangers. Parallèlement, l'Andra a mené des travaux pour identifier la localisation des couches granitiques françaises les mieux adaptées au stockage. Aujourd'hui, le stockage dans une couche granitique n'est pas exclu par les résultats de ces recherches.

Un acquis majeur a été réalisé par l'Andra et le CEA par la création d'une plate-forme logicielle (ALLIANCES) pour rassembler les outils de modélisation. Ces outils seront utilisés pour valider les concepts de stockage et mener les démonstrations de sûreté.

Au cours de ces dernières années, un consensus scientifique s'est établi sur le plan international. **Quel que soit le mode de gestion envisagé, la phase finale nécessite de disposer d'un stockage en couche géologique profonde.** Les résultats récents confortent la filière technologique de l'enfouissement profond des déchets nucléaires comme la plus sûre.

La faisabilité de l'entreposage de longue durée a été démontrée et plusieurs projets ont été présentés au gouvernement. De nombreux sites potentiels existent sur le territoire français.

4.1 - Axe 1 - Réduction de la nocivité des déchets radioactifs

La réduction de la nocivité des déchets qui mettrait en œuvre le recyclage des radioéléments valorisables et éliminerait certains radionucléides par transmutation conduirait à la production d'un déchet ultime, pouvant certes rester dangereux mais sur une durée très fortement réduite. Ces dispositions constituent l'un des enjeux à moyen terme du développement durable de l'énergie nucléaire. Des efforts significatifs de recherche ont produit d'importants résultats.

Cet axe de recherche s'inscrit à la suite et dans le contexte du procédé de traitement des combustibles usés mis en œuvre en France, depuis plusieurs décennies, en particulier sur le site de La Hague dans les installations industrielles exploitées par COGEMA. Le procédé permet de séparer aujourd'hui les éléments valorisables, plutonium et uranium présents dans les combustibles usés, des actinides mineurs et produits de fission qui sont immobilisés dans une matrice vitreuse pour constituer le conteneur standard de déchets vitrifiés CSD-V.

De grands progrès ont été accomplis en matière de réduction des rejets liquides et gazeux des procédés utilisés par l'usine de La Hague aujourd'hui, comme du volume ultime des déchets solides conditionnés dans cette usine.

Certains résultats, issus des recherches suscitées par la loi, sont d'ores et déjà intégrés aux pratiques industrielles de l'opérateur COGEMA dans ses installations à La Hague.

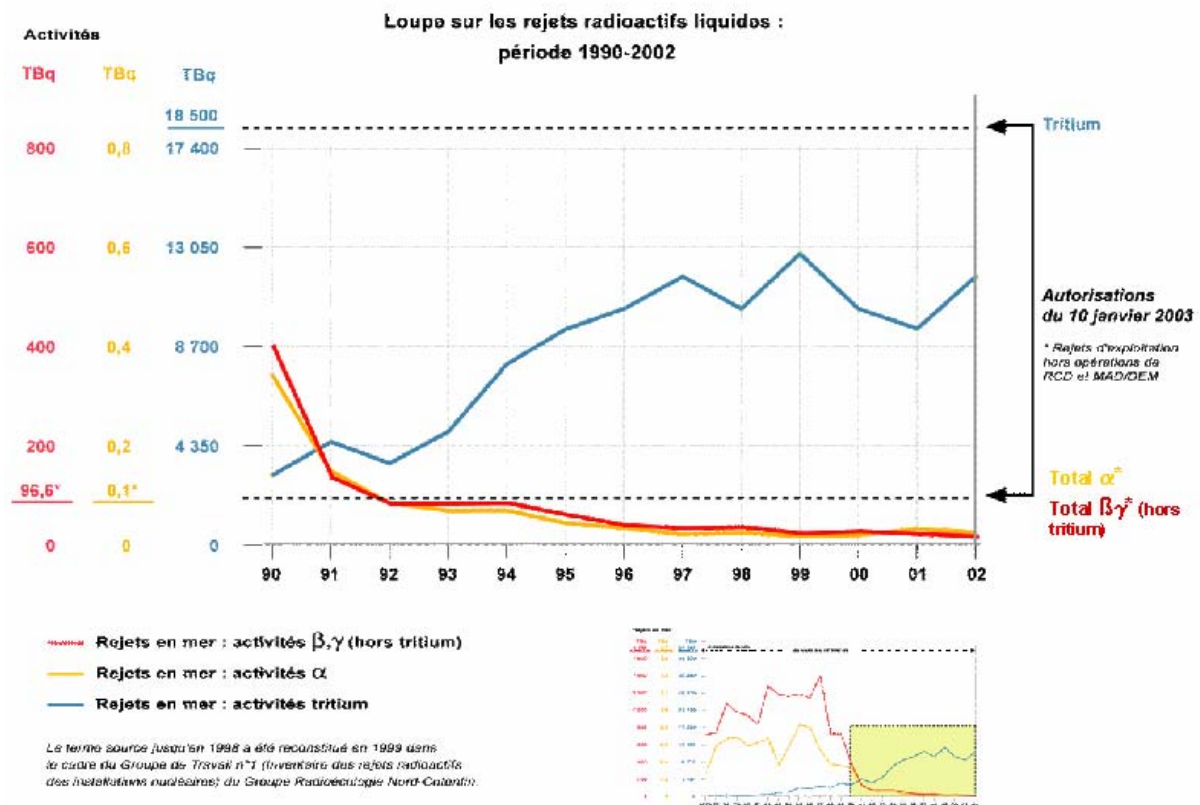


Figure 4.1 - Réduction des rejets liquides à La Hague.

L'activité des effluents liquide (hors tritium) suit une baisse régulière au cours de la décennie 1990. Cette baisse atteint un facteur 5 à 10, selon que l'on s'intéresse aux radionucléides émetteurs alpha ou bêta/gamma (voir figure 4.1). Elle a été possible malgré une augmentation significative du tonnage traité. Elle est le

résultat de la politique de l'établissement qui s'est déclinée tant dans les améliorations du procédé que dans les modalités d'exploitation.

Les volumes attendus lors de la conception de l'usine actuelle de La Hague (3ème génération) étaient fondés sur le retour d'expérience des années 70 et les progrès attendus alors. Un premier progrès rapidement atteint a été une première réduction des déchets technologiques. Celle-ci est très significative puisque assurant à elle seule une baisse d'un facteur de près de deux du volume de l'ensemble des déchets HAVL (voir figure 4.2). Ensuite, le programme PURETEX a été défini dans le cadre de la loi et a conduit à l'arrêt de la fabrication des bitumes par l'envoi des effluents vers la vitrification. Puis, c'est le compactage des coques, lui aussi issu de la loi, qui a permis une nouvelle réduction. Entre le début des années 80, date de la conception des bases de l'usine et aujourd'hui, le gain atteint ainsi un facteur supérieur à six.

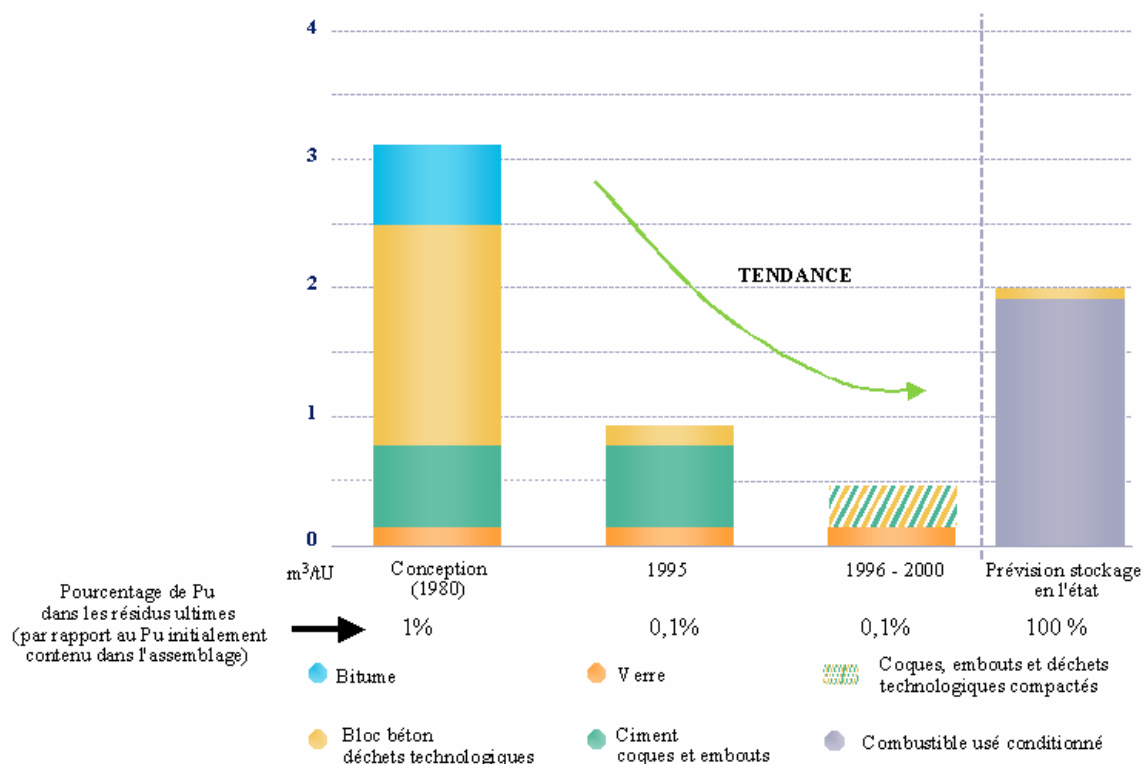


Figure 4.2 - Réduction des volumes solides conditionnés à La Hague

Les autres recherches de l'axe 1 ont porté sur les modes de séparation chimique des radioéléments, aujourd'hui conditionnés dans les verres, et sur leur traitement par transmutation, soit dans les réacteurs électrogènes du parc actuel, soit dans des systèmes de production d'énergie nucléaire du futur ou des systèmes incinérateurs spécifiques également à l'étude.

Dans les usines actuelles, le plutonium est séparé puis recyclé en matière valorisable. La séparation poussée des actinides mineurs permet en outre d'envisager une réduction significative de l'inventaire radiotoxique à long terme présent dans les déchets vitrifiés. Pour illustrer ce gain en radiotoxicité relative, on a considéré le niveau de radiotoxicité de l'uranium naturel initial utilisé, extrait de la mine. Dans ce cas, on retrouve ce niveau de radiotoxicité en quelques centaines ou milliers d'années seulement au lieu de plusieurs dizaines de milliers d'années. La radiotoxicité est utilisée ici comme un indicateur de cet inventaire et non comme un indicateur sanitaire. Un des apports de ces recherches est illustré dans la figure 4.3 ci-dessous.

En procédant à la séparation poussée des actinides mineurs on obtiendrait de plus une réduction à moyen et long terme du dégagement thermique du colis vitrifié ce qui pourrait être de nature à en faciliter la gestion ultime. Les actinides mineurs devraient alors être gérés en entreposage puis transmutés.

Les études de séparation poussée ont aussi porté sur les produits de fission à vie longue et potentiellement mobiles à très long terme dans le contexte du stockage (iode, césium et technétium).

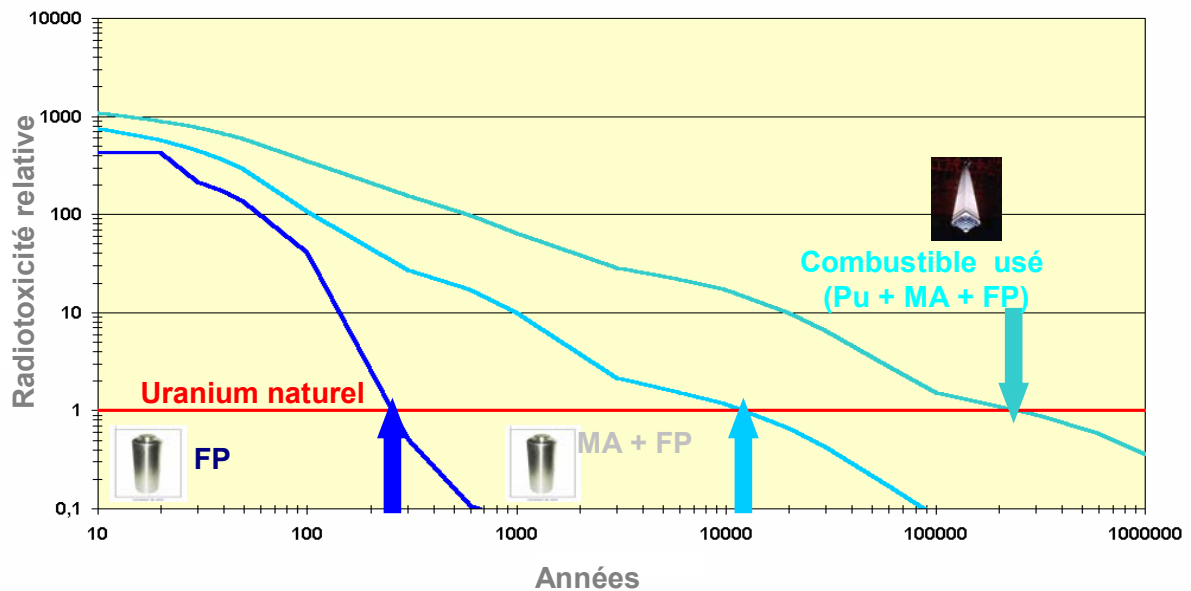


Figure 4.3 - Décroissance de la radiotoxicité relative en fonction du temps

La stratégie de séparation poussée puis de transmutation ne s'applique techniquement qu'à des éléments radioactifs que l'on peut extraire à un niveau de pureté satisfaisant. Les études ont montré qu'elle n'est pas applicable de manière industrielle aux déchets déjà conditionnés dans le verre, matériau choisi pour sa grande résistance et sa durabilité, et pas davantage aux déchets MAVL dans lesquels les radioéléments sont en trop faible concentration. Ces déchets sont ultimes.

Une base de données relative aux produits de fission ou produits d'activation à vie longue susceptibles d'être présents dans le combustible usé a été construite et publiée afin de fournir l'ensemble des données pertinentes disponibles sur ces radionucléides : abondance des radionucléides, comportement dans le procédé de traitement, 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.

4.1.1 - Séparation poussée

La séparation chimique des actinides et produits de fission est une opération complexe et difficile pour espérer atteindre la pureté chimique et les rendements d'extraction compatibles avec les systèmes de transmutation envisageables dans le futur. En effet, la solution dont sont extraits les radioéléments contient une très grande variété d'éléments chimiques dont les propriétés sont voisines. Il s'agit donc d'identifier les procédés et de fabriquer les réactifs d'extraction suffisamment sélectifs pour extraire avec un rendement satisfaisant les radioéléments ciblés.

La voie hydro-métallurgique qui bénéficie d'un large retour d'expérience industrielle, a été préférée à celle de la voie pyrochimique, peu avancée, dont la sélectivité et les rendements sont plus incertains.

Les travaux menés dans le cadre de la loi ont permis de structurer un schéma de référence (voir figure 4.4) pour la séparation des principaux radionucléides à vie longue. Ce schéma est fondé sur l'extraction sélective en phase liquide dont la faisabilité scientifique a été établie fin 2001.

Les résultats obtenus ont montré que :

- d'une part, des aménagements au procédé de traitement utilisé actuellement à La Hague conduisent à la possibilité de séparer le neptunium, l'iode et l'essentiel du technétium (partie soluble),
- d'autre part, en utilisant des molécules spécifiques très sélectives on sait séparer l'américium, le curium et le césium. Les rendements de séparation observés sont élevés et prometteurs à l'échelle du laboratoire (rendements supérieurs à 99 %, teneur résiduelle en lanthanides inférieure à 5 %).

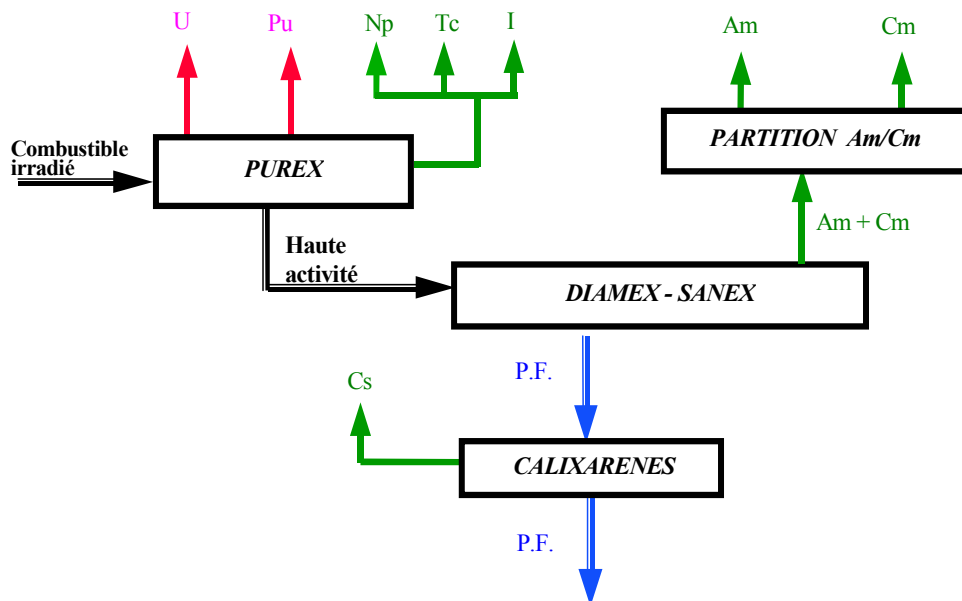


Figure 4.4 - Schéma de référence pour la séparation poussée

Les moyens matériels mis en œuvre pour la démonstration de la faisabilité technique de la voie de référence sont principalement ceux de l'installation ATALANTE à Marcoule. La mise en service opérationnelle en actif des équipements de la Chaîne Blindée Procédé (CBP) est intervenue fin 2003. La faisabilité technique de la mise en œuvre séquentielle des procédés du schéma de référence est en cours de démonstration dans cette installation.

La séparation poussée des radioéléments sous-entend la maîtrise de l'entreposage des éléments séparés avant leur réutilisation pendant une durée plus ou moins longue. Ce point est évoqué plus loin dans le Chapitre 5. Elle sous-entend de même leur transformation sous forme d'élément apte au chargement en réacteur pour transmutation, voire leur conditionnement spécifique pour stockage définitif.

4.1.2 - La transmutation des transuraniens

A long terme, le plutonium constitue le contributeur dominant de la radiotoxicité des combustibles usés (voir la figure 4.3 précédente). Il faut donc d'abord examiner le cas du plutonium si l'on veut poursuivre l'objectif d'une réduction de la radiotoxicité des matières contenues dans les combustibles usés. Il représente par ailleurs un élément énergétique valorisable. Sa réutilisation sous la forme de combustible MOX (oxydes de plutonium et d'uranium mélangés), dans les usines du cycle exploitées par COGEMA et les réacteurs d'EDF, est la pratique industrielle en vigueur.

L'élimination des actinides mineurs par transmutation constitue l'objectif suivant pour poursuivre dans la voie de la réduction de la radiotoxicité. Elle consiste à les recycler dans des réacteurs pour les transformer en éléments non radioactifs ou à durée de vie beaucoup plus courte.

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 et évaluent les performances de systèmes innovants.

Les travaux menés dans l'axe 1 ont montré les connexions fortes entre la gestion des déchets et le parc de réacteurs. Ainsi, de nouvelles marges de manœuvre sur la gestion des déchets apparaissent quand on envisage de nouveaux outils (réacteurs, combustibles, traitement et installations du cycle). De la sorte, toute solution de gestion des déchets futurs est, selon les cas, liée à l'évolution du système de production d'énergie nucléaire et aux choix afférents en matière de politique énergétique.

Les outils nécessaires, pour modéliser un parc diversifié de réacteurs et prédire l'ensemble des flux de matières à tous les stades du cycle et les taux de transmutation, sont maintenant disponibles. Une modélisation a été réalisée pour les réacteurs REP et RNR. Ces outils permettent d'évaluer le gain de la séparation-transmutation en terme d'inventaire radiotoxique par rapport au cycle ouvert. Ce gain atteint jusqu'à un facteur 100, selon les parcs et les durées envisagés.

Ces études montrent qu'il subsistera néanmoins des déchets résiduels qui ne pourront nullement être gérés dans un stockage de surface du fait de leur radiotoxicité. Une stratégie de gestion qui utiliserait l'axe 1 doit ainsi être complétée, à un terme à définir, par des décisions visant l'axe 2.

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

4.1.2.1 - Transmuter à partir de réacteurs de conception actuelle

Les réacteurs à eau légère

La transmutation du plutonium dans ces réacteurs est une réalité industrielle. Le mono-recyclage du plutonium correspond à la stratégie industrielle actuellement mise en œuvre avec le retraitement de 80 % des combustibles uranium usés et le recyclage en flux tendu du plutonium extrait sous la forme de combustible MOX dans 20 tranches REP 900. Ce mode de recyclage peut se poursuivre dans des réacteurs du type EPR qui pourraient remplacer les REP 900 en fin de vie à partir de 2015. Cette stratégie permet de recycler une fois le plutonium des combustibles usés UOX (oxyde d'uranium) et de le concentrer dans des combustibles MOX usés. Cette pratique conduit à la création d'un inventaire de plutonium sous la forme de combustibles usés MOX, non proliférante, tout à la fois maîtrisé en quantité (300 à 400 tonnes d'ici à 2040) et en qualité compatible avec une réutilisation ultérieure permettant de valoriser sous une forme énergétique la totalité de l'uranium dans le cadre du développement d'un nucléaire durable. Cet inventaire est ainsi potentiellement disponible, après traitement industriel, pour le déploiement d'une nouvelle filière de réacteur à neutrons rapides selon les besoins énergétiques.

La situation actuelle, décrite ci-dessus, couvre la période allant ainsi jusqu'au déploiement de réacteurs rapides qui pourrait intervenir vers 2035.

Le multi-recyclage du plutonium serait possible dans les réacteurs REP du parc français et l'EPR. Il reposerait sur l'utilisation de combustibles nouveaux, le MOX-UE (combustible à oxydes de plutonium et d'uranium enrichi) par exemple. Cette option, dont l'impact sur le cycle du combustible et

les déchets serait par ailleurs à évaluer, ne correspond pas aujourd'hui à un optimum technico-économique industriel et ce multi-recyclage n'est pas envisagé industriellement avant 2035.

La réduction de la quantité d'actinides mineurs, après leur séparation, produite par transmutation dans les réacteurs REP serait théoriquement possible, mais elle serait peu efficace au niveau des rendements de transmutation. De plus, la fabrication de combustibles chargés d'actinides mineurs serait beaucoup plus complexe compte tenu d'une radioprotection renforcée qu'il faudrait intégrer aux installations du cycle du combustible nucléaire. Les usines du cycle devraient alors être adaptées pour permettre la manipulation sûre de ces actinides mineurs. Cette adaptation du cycle nécessiterait des modifications de l'outil industriel actuel entraînant coûts et délais de réalisation. L'utilisation de ces réacteurs pour la transmutation des actinides mineurs paraît donc peu réaliste.

Par contre, un multi-recyclage intégral de tous les actinides, plutonium et actinides mineurs, est un objectif qui fait partie du cahier des charges des systèmes nucléaires de 4^{ème} génération (en particulier les réacteurs rapides) dont le déploiement progressif peut s'envisager après 2035 avec les installations correspondantes du cycle.

Les réacteurs à neutrons rapides

Du point de vue de la physique, le réacteur à neutrons rapides est un outil performant à la fois pour la bonne utilisation durable de la ressource en uranium, via le plutonium, et pour la transmutation, principalement du fait de son flux élevé de neutrons et d'une économie de neutrons favorable.

Les résultats obtenus en matière de transmutation 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.

Après Phénix, un autre réacteur à neutrons rapides, Superphénix, a été construit et a fonctionné. Ils ont permis d'accumuler une expérience significative. Une décision politique a conduit à l'arrêt définitif de Superphénix. La remontée en puissance du réacteur Phénix, son prédécesseur, s'est réalisée pendant l'été 2003 et des expériences de transmutation ont été introduites dans le réacteur. Elles conduiront à la collecte d'informations précieuses sur la transmutation de plusieurs radioéléments et sur la tenue de matériaux pour la confection future de cibles ou de combustibles nouveaux. Les neutrons rapides sont envisagés dans les systèmes innovants décrits ci-après.

4.1.2.2 - Transmuter à partir de nouveaux systèmes

Les systèmes innovants étudiés s'envisagent dans une perspective temporelle plus lointaine.

Le Forum international Generation IV a sélectionné parmi de nombreux concepts de systèmes producteurs d'énergie six d'entre eux. Ils s'inscrivent dans le cadre du développement durable de l'énergie nucléaire avec les objectifs suivants : préservation de la ressource en uranium, réduction des déchets, non prolifération, économie. Le programme de R&D mis en place concerne notamment, mais pas exclusivement, une gamme de réacteurs à caloporteur gaz (RCG), à haute température et à neutrons modérés ou rapides (à sodium ou métal liquide) et les réacteurs à sels fondus.

Par ailleurs, le CEA et le CNRS ont présenté à la CNE en février 2001 le rapport intitulé « Dossier de motivation pour un démonstrateur de systèmes hybrides » (ADS). Ces systèmes dédiés sont envisagés en complément des réacteurs de technologie actuelle. Associant un accélérateur de particules et un

réacteur sous-critique, ils sont spécifiquement dédiés à l'incinération des déchets et sont envisagés en complément des réacteurs de technologie actuelle. La marge de sous-criticité, caractéristique des systèmes hybrides, est une propriété intéressante pour des cœurs fortement chargés en actinides mineurs. Des travaux expérimentaux précisent les conditions dans lesquelles un démonstrateur de transmutation ADS pourrait être construit.

4.1.3 - Conditionnement spécifique

Le conditionnement dans des matrices spécifiques, à même de réduire davantage les doses à l'exutoire d'un stockage géologique, a été étudié pour les radioéléments, soit les plus "mobiles" à long terme, soit difficilement transmutables pour des raisons diverses. On cherche à réaliser un confinement d'une durée équivalente à la période radioactive de l'élément conditionné. Ces éléments, séparés par la séparation poussée à un niveau élevé de pureté, se prêtent dès lors à une incorporation par substitution atomique dans les édifices cristallins particulièrement stables de matrices de confinement spécifiques. Ces études consistent, d'une part, à identifier des matériaux favorables au conditionnement et, d'autre part, à démontrer leurs performances en terme de confinement à long terme, de résistance aux agressions internes et externes, et à mettre au point un procédé technique de fabrication.

La faisabilité scientifique du confinement (mis en œuvre à l'échelle du laboratoire) des actinides mineurs (neptunium, américium, curium) et de certains produits de fission (iode¹, césium) dans des matrices céramiques ou vitrocéramiques est acquise.

Des matrices ont été fabriquées au laboratoire permettant d'incorporer quantitativement (environ 10 % en poids) les éléments séparés :

- zirconolite, monazite et PDT (phosphate di-phosphate de thorium) pour les actinides mineurs ;
- apatite pour l'iode ;
- hollandite pour le césium.

Dans les conditions du laboratoire, des tests de résistance à la dissolution des matrices fabriquées ont donné des résultats en accord avec l'objectif recherché.

¹ Dans le cas de l'iode, la stratégie actuelle est la dilution en mer, avec un impact dosimétrique de l'ordre du microsievert pour les populations les plus exposées (pêcheurs de Goury). La transmutation de l'iode apparaît complexe. Et dans le cas de l'iode 129, dont la période radioactive est de plusieurs millions d'années, il sera difficile de démontrer que la durabilité du conditionnement spécifique peut apporter un gain significatif sur la fonction "retard" du stockage. En outre, le caractère mobile de cet élément en ferait un contributeur majoritaire de la très faible dose calculée à l'exutoire.

4.2 - Axe 2 - Etudes sur le stockage géologique

4.2.1 - Objectif et historique

Le stockage en formation géologique profonde est une option de gestion des déchets qui vise à isoler ces derniers de tout contact avec l'homme et l'environnement sur de longues durées. Certaines couches profondes de la Terre ayant très peu évolué depuis des dizaines de millions d'années, l'objectif est d'utiliser un milieu géologique stable depuis de très longues durées pour confiner les déchets. Les recherches visent à évaluer la faisabilité de cette option.

Les principales étapes des recherches en France ont été les suivantes :

- De 1994 à 1996, de nombreux travaux de reconnaissance géologique ont été réalisés sur les quatre sites désignés par la mission menée par le député Bataille. Des demandes d'autorisation d'installation et d'exploitation de laboratoires souterrains de recherche sur trois sites ont été déposées. Les décisions gouvernementales de décembre 1998 ont retenu le site de Bure pour y implanter un laboratoire souterrain de recherche en milieu argileux. Elles ont souhaité que la recherche d'un laboratoire en milieu granitique se poursuive. Cette recherche n'a pas débouché ; en conséquence, l'Andra développe un programme de recherche spécifique sur les roches granitiques.
- Les recherches supposent une connaissance fine de la nature et des quantités de déchets. A cet effet, plusieurs modèles d'inventaire successifs ont été produits, qui décrivent et évaluent les volumes de déchets existants et à venir. Ce processus s'est conclu avec la réalisation en 2002 du modèle d'inventaire et de dimensionnement (MID). Il décrit les différentes familles de colis (nature, quantité) et constitue la référence des études.
- Sur le site de Bure, des données importantes ont été acquises, en 1999 et 2000, avant les travaux de fonçage des puits du laboratoire, par géophysique sismique et forages. Le fonçage a débuté à l'été 2000. En 2001 et 2002, le creusement des puits et les forages instrumentés ont amené de nombreuses données sur les premières couches traversées (kimméridgien, oxfordien). Suite à l'accident de mai 2002 sur le chantier, le creusement a été interrompu ; il a repris en avril 2003. Il a désormais atteint sa vitesse nominale. Cela s'est accompagné d'un important travail de refonte du programme expérimental, présenté en janvier 2003 à la Commission nationale d'évaluation. En 2003, la campagne de forages à buts géologique et hydrogéologique, réalisée aux alentours du laboratoire, a apporté des données pour consolider la modélisation globale du site.
- Un volet important des travaux concerne les études sur les architectures de stockage. Ainsi, en 1998, ont été définis des « concepts préliminaires », couvrant une large gamme de solutions envisageables. En 2002, sur la base des études de sûreté conduites en 2001, une revue des architectures a été menée. Elle a sélectionné les architectures étudiées jusqu'au rendez-vous de 2005. Ces dernières visent la robustesse et la simplicité ; elles prennent en compte l'état actuel de la connaissance.
- Deux dossiers de synthèse ont été produits en 2001 et 2002, rassemblant les connaissances et présentant les méthodes de l'Andra, respectivement pour l'argile et le granite.

4.2.2 - Acquis des recherches dans le domaine de l'argile

Ces acquis sont fondés sur près d'une dizaine d'années de recherches, notamment sur le site de Bure, et sur ceux de laboratoires souterrains étrangers, en particulier celui du Mont Terri en Suisse.

L'année 2001 a vu la production d'un dossier de synthèse rassemblant l'ensemble des connaissances acquises sur les colis, le milieu géologique, les matériaux et la biosphère. Ce dossier a été soumis en 2003, à une expertise internationale de l'OCDE/AEN qui a noté la pertinence des orientations du programme de recherche¹.

Des architectures de stockage ont été élaborées, qui permettent de disposer de premières solutions simples et robustes adaptées à la roche argileuse. Du point de vue de l'ingénierie, la faisabilité technique apparaît donc en bonne voie. Au-delà, les recherches ont porté sur la compréhension du fonctionnement d'ensemble du système de stockage (colis, alvéoles, milieu géologique...).

L'argile apparaît comme un milieu favorable, avec la présence sur le site étudié d'une couche de 140 mètres d'épaisseur, possédant des propriétés géochimiques et une faible perméabilité permettant de confiner la radioactivité et d'en limiter très fortement tout déplacement. Par ailleurs, une expérience internationale considérable vient corroborer et compléter les acquis français.

L'ensemble du travail a débouché sur une vérification de sûreté qui a validé le principe du stockage en formation géologique profonde.

Concernant le milieu géologique du site Meuse/Haute-Marne, les travaux engagés, à partir de la surface depuis 1994, lors de la campagne de géophysique de 2000 et dans les puits d'accès du laboratoire depuis 2000, ont fourni de nombreuses données. Des échantillons ont été prélevés (plus d'un kilomètre de carottes de la couche d'argile), et analysés en laboratoires de surface, pour caractériser l'argile et élaborer les modèles représentatifs de son comportement. La couche étudiée du Callovo-Oxfordien, située à une profondeur moyenne de 450 m, est homogène, n'a quasiment pas évolué depuis 150 millions d'années, et présente une épaisseur d'environ 140 mètres. Elle contient très peu d'eau, qui, de plus, circule très peu. Les formations encadrant la couche sont également très peu aquifères. Les caractéristiques géochimiques du Callovo-Oxfordien suggèrent aussi des propriétés favorables de rétention des radionucléides. Du point de vue mécanique, la construction d'ouvrages souterrains est possible. Le site se situe en zone stable du point de vue sismique et tectonique. Enfin, une première modélisation d'ensemble du milieu, notamment du schéma de circulation des eaux, a été élaborée.

Les laboratoires étrangers ont également joué un rôle considérable en permettant de tester des méthodes transposables au cas français, par exemple dans le laboratoire de Mol en Belgique. De plus, l'expérimentation au laboratoire suisse du Mont Terri, qui se situe au sein d'une couche d'argile de nature très similaire à celle du Callovo-Oxfordien a apporté une moisson importante de données. Ce laboratoire permet en particulier de tester des méthodes et de valider en grand des modèles définis à partir des échantillons recueillis sur le site de Meuse Haute-Marne.

En l'état, les recherches conduites sur le site ont fourni de nombreuses données, acquises sur échantillons ou à une échelle limitée (à partir de forages de suivi par exemple). Ceci apporte une compréhension des propriétés de la roche et des modèles en rendant compte. La principale incertitude est relative aux effets d'échelle qui pourraient se faire jour dans le passage d'un ordre de grandeur décimétrique à des ordres de grandeur décamétriques. Sur ce point, l'expérimentation au laboratoire du Mont Terri constitue une aide précieuse. Dans le domaine de la chimie des eaux, les résultats obtenus montrent aussi que cette transposition est envisageable.

¹ <http://www.nea.fr/html/rwm/reports/2003/nea4588-andrafr.pdf>

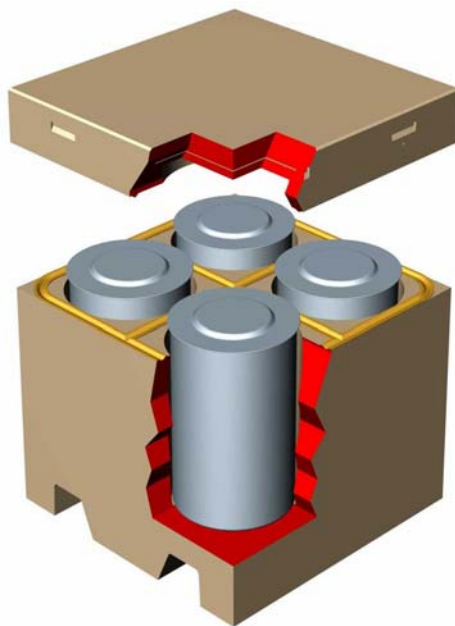


Laboratoire de MOL en Belgique



Laboratoire du Mont Terri en Suisse

Concernant les colis de déchets, un modèle d'inventaire de dimensionnement (MID) a été élaboré qui rassemble l'ensemble de leurs caractéristiques (nature, nombre, contenu radiologique et chimique). Il est destiné à donner une évaluation prudente et majorante des quantités de déchets à venir dans le cadre du parc actuel. Il s'agit de prendre en compte les incertitudes actuelles. Ce modèle prend en compte le parc actuel avec une durée de vie des tranches de 40 ans. Il comprend des jeux d'hypothèses contrastées allant du prolongement de la pratique actuelle à un arrêt du retraitement ou à un retraitement complet de tous les combustibles. Ce faisant, il permet d'encadrer les quantités de déchets qui seront globalement à gérer. Il comprend également une description détaillée des colis de déchets envisagés et permet donc une évaluation de la quantité de radioactivité correspondante.



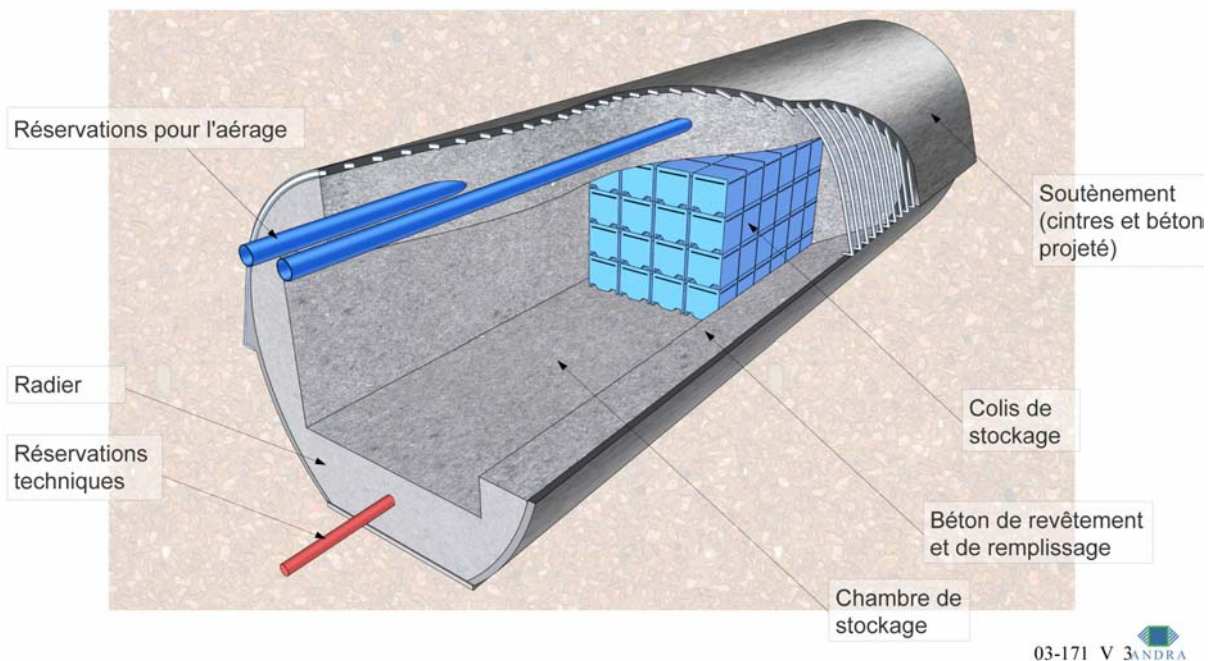
Colis de stockage pour les déchets B

Le comportement à long terme des colis a également été étudié et modélisé, définissant ainsi les durées de vie envisageables en condition de stockage. Les études développées permettent aujourd'hui de disposer d'une gamme de matériaux (aciers, argiles gonflantes, ciments) susceptibles d'être employés dans un stockage avec des propriétés durables dans le temps.

En matière d'architecture de stockage, des solutions simples et robustes ont été retenues (une par grand type de déchet), contribuant à gérer les différentes incertitudes et à développer une ingénierie fiable. Les options retenues portent sur les cavités souterraines (appelées « alvéoles de stockage »), dans lesquelles les différents types de colis de déchets seraient déposés, et les « colis de stockage », c'est-à-dire les colis primaires délivrés par les producteurs de déchets, complétés par des dispositifs additionnels (appelés « surconteneurs »).

Ces architectures ne constituent pas des solutions optimisées, et, de ce fait, ne peuvent prétendre figer les options pour un éventuel stockage.

- Pour les déchets B, les colis de stockage sont en béton et regroupent plusieurs colis primaires. Les alvéoles de stockage sont des tunnels horizontaux de diamètre décamétrique, réalisés en béton, avec un aménagement interne très simple permettant l'empilement des colis de stockage. Ces dispositions permettent une standardisation de l'exploitation au regard de la grande variabilité des colis primaires.



Architecture de stockage sélectionnée pour les déchets B

- Pour les déchets vitrifiés, le colis primaire est placé dans un surconteneur en acier non allié, assurant l'étanchéité à l'eau durant la phase où la température du colis demeure supérieure à 50°C (de l'ordre du millier d'années). Les alvéoles de stockage sont des tunnels horizontaux de faible diamètre, dans lesquels les colis sont placés horizontalement. Une variante, dans laquelle une barrière ouvragée à base d'argile gonflante est intercalée entre la roche et le colis de stockage, est aussi étudiée afin de se prémunir des incertitudes actuelles sur le comportement de la roche.
- Pour les combustibles usés, quatre assemblages UOX (ou un assemblage MOX) sont placés dans un conteneur en acier non allié assurant une étanchéité à l'eau sur une durée de l'ordre de 10000 ans, couvrant la phase pendant laquelle la température du colis demeure supérieure à 80°C. Les alvéoles sont des tunnels horizontaux, avec une barrière ouvragée à base d'argile gonflante entre le colis de combustibles et la roche.

Une attention particulière est accordée à la réversibilité, qui se traduit par une gestion par étapes du processus de stockage. Cela conduit à définir, à chaque étape, 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. Il en résulte la définition d'un programme d'observation accompagnant le déroulement du processus.

L'ensemble de ces travaux de conception, qui intègrent la réalisation pratique et l'exploitation du stockage, étayent sa faisabilité technique (avant prise en compte à ce stade de la sûreté).

A partir des connaissances précédentes, une vision d'ensemble de l'évolution dans le temps du système de stockage a été construite. Elle a fourni le support de l'analyse de sûreté conduite en 2001 pour tester la méthodologie d'évaluation de sûreté à mettre en œuvre en 2004-2005. Elle a permis d'identifier les phénomènes importants pour la sûreté et d'évaluer le poids des incertitudes, sans mettre en lumière, à ce stade, d'éléments rédhitoires vis-à-vis de la conception d'un stockage.

A partir du travail conduit dans le cadre du dossier 2001, plusieurs actions importantes ont été menées :

- la sélection d'un concept simple et robuste de stockage par type de déchets. Ces concepts constituent la base des études jusqu'à 2005 ;
- la formalisation du programme de recherches pour la période 2002-2005 ;
- la définition et la réalisation d'un programme de forages hydrogéologiques autour du laboratoire souterrain, afin de consolider la modélisation d'ensemble du site ;
- la refonte du programme expérimental sur le laboratoire souterrain.

Dans le domaine de la simulation, la première version de la plate-forme logicielle ALLIANCES, commune au CEA et à l'Andra, a été mise à disposition au premier semestre 2003. Elle constitue un outil performant pour le couplage des différents logiciels utilisés dans le processus de modélisation.

4.2.3 – Acquis des recherches dans le domaine du granite

Les recherches sur les roches granitiques sont conduites tant en France qu'à l'étranger. En l'absence de site identifié de laboratoire, leur degré de maturité est moindre que celui des recherches sur l'argile. Elles ont défini une classification des granites français et proposé en regard une gamme de concepts de stockage adaptés. Des progrès considérables ont été accomplis dans la compréhension fondamentale des propriétés du granite (fracturation). De nombreuses coopérations et expériences en laboratoires internationaux ont été utilisées et transposées au contexte français. Un dossier de synthèse a été produit en 2002, présentant la connaissance acquise et la démarche de recherche mise au point pour évaluer l'intérêt du granite. Des architectures de stockage ont été conçues pour ce milieu. Les études soulignent l'intérêt potentiel du granite comme roche d'accueil d'un stockage géologique tant du fait de sa résistance mécanique que de son caractère favorable du point de vue thermique.

Les roches granitiques sont caractérisées par leur grande diversité, notamment du fait de leur nature fracturée. En l'absence de nouveaux travaux de terrain en France, faute de laboratoire souterrain, une démarche particulière a été mise en œuvre. Une analyse typologique classifie les granites français selon leurs principales caractéristiques géologiques, et évalue comment les propriétés du granite influent sur les architectures de stockage envisageables, donnant ainsi un cadre aux études de conception.

Les travaux de terrain ont été conduits à partir des laboratoires souterrains étrangers, au Canada, en Suède et en Suisse. Les résultats permettent une compréhension générale des mécanismes régissant les propriétés des granites et, par suite, de proposer des architectures de stockage.

Un dossier de synthèse, préparé au cours de l'année 2002, dresse l'état des connaissances disponibles et des travaux effectués en matière de conception. Il présente les architectures envisageables pour le stockage ainsi que la démarche de sûreté préliminaire. Il tire par ailleurs parti de l'ensemble des

résultats obtenus dans les laboratoires étrangers. Il s'agit ainsi d'une étape importante dans l'évaluation de la possibilité d'un stockage.

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). On notera les 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 (géophysique et caractérisation de la fracturation par forages) également développés afin de reconnaître le milieu et de le modéliser (simulation numérique). Certains résultats scientifiques peuvent ainsi être transposés au contexte géologique français (suivant le contexte géochimique, de la topographie notamment) comme les méthodes et outils.

Sur la base d'une revue des études menées au niveau international (notamment en Suède) et pour le projet Argile, des architectures « génériques » de stockage ont été définies. Elles constitueront la base des recherches d'ici 2005. Une analyse de sûreté préliminaire a conduit à une première hiérarchisation des phénomènes intervenant dans le fonctionnement d'un stockage. Les principales incertitudes à prendre en compte ont ainsi pu être identifiées.

Le bilan réalisé en 2002 marque une étape dans l'étude de l'intérêt d'un stockage en milieu granitique, en présentant la démarche d'étude et de recherche « génériques » proposée par l'Andra. L'ensemble, adossé aux travaux réalisés à l'étranger, tire le meilleur parti de la connaissance existante sur les granites français. Cela souligne l'intérêt du granite aux plans de la résistance mécanique et de son caractère favorable du point de vue thermique. Cette démarche permet de progresser dans la perspective de l'étude de la faisabilité du stockage en milieu granitique en préparant, si cela est souhaité, la possibilité d'un retour sur le terrain bénéficiant des acquis précédents.

4.3 - Axe 3 - Conditionnement des déchets, comportement à long terme et entreposage apte à la longue durée

4.3.1 - Le conditionnement des déchets

L'industrie du cycle du combustible nucléaire, avec l'appui des organismes de recherche qui accompagnent son développement, a aujourd'hui atteint un stade de grande maturité dans le conditionnement de ses déchets (sûreté, maîtrise des technologies, prise en compte du long terme, réduction des volumes). Nombre de performances obtenues dans les installations industrielles de La Hague sont le résultat direct d'actions entreprises dans le cadre de la loi de 1991.

A La Hague sont aujourd'hui conditionnés :

- en conteneurs standards de déchets vitrifiés (CSD-V) les produits de fission et actinides mineurs (voir figure en Annexe 1),
- en conteneurs standards de déchets compactés (CSD-C) les structures métalliques (voir figure 4.5).

Les déchets d'exploitation de moyenne activité vie longue sont pour partie compactés et pour partie mis sous forme de conteneurs béton-fibres (déchets de maintenance des ateliers) (voir figure 4.6). Dans le passé, les boues de traitement ont été également conditionnées en fûts inox de bitume (voir figure en Annexe 1).

L'expérience acquise depuis des décennies dans la production de ces colis est la base des connaissances exploitées dans le cadre de l'axe 3.

Par ailleurs, des prototypes de conteneurs servant à démontrer la faisabilité d'un entreposage de longue durée pour des combustibles usés ont été réalisés fin 2002 (voir figure 4.7).



Figure 4.5 : Colis standard de déchets compactés

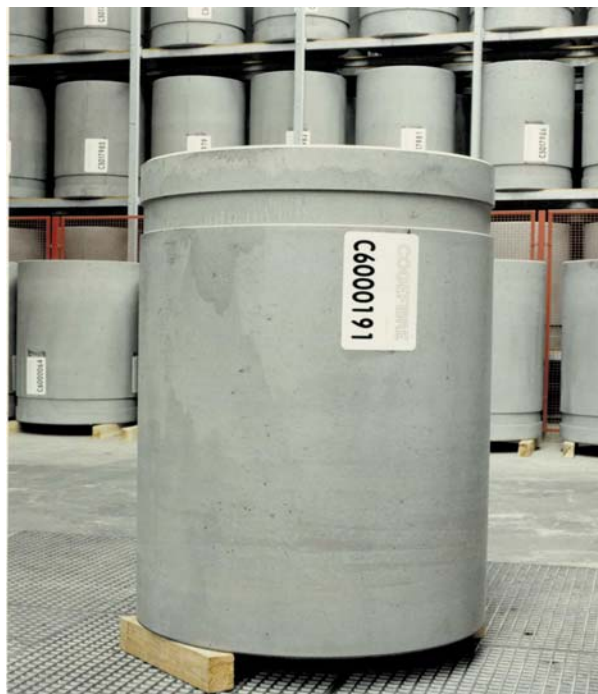


Figure 4.6 : Colis de déchets technologiques cimentés



Figure 4.7

**Etui individuel pour
assemblage de
combustible usé (acier
inox)**



**Conteneur de combustible
usé (fonte)**

Certains de ces conteneurs font l'objet d'études de vieillissement, en particulier en ce qui concerne les systèmes de fermeture.

Enfin, la création, sur le centre de Marcoule, du Centre d'Expertise pour le Conditionnement et l'Entreposage des matières Radioactives (CECER) a été décidée en 2002 afin, notamment, de regrouper les compétences et les moyens nécessaires à ces études.

4.3.2 - Le comportement à long terme des colis radioactifs (déchets et combustibles usés)

Afin de garantir la durabilité du conditionnement des déchets à vie longue, un programme d'études du comportement à long terme des colis radioactifs est mené depuis plusieurs années. Il permet de statuer sur leur comportement au cours de leur manutention, sur le confinement des radionucléides qu'ils renferment en situation d'entreposage (échelle séculaire) et sur leur aptitude au stockage (échelle multimillénaire, et séculaire pour le stockage réversible).

Ces travaux ont permis de développer des modèles d'évolution grâce à la compréhension des mécanismes physiques du vieillissement, dans divers environnements. Ces modèles, qui servent aujourd'hui de base aux travaux sur le stockage et l'entreposage de longue durée, contribuent aux évaluations de la sûreté et de la performance du stockage en formation géologique profonde.

Pour le stockage, l'Andra définit ses besoins et les données d'environnement à prendre en compte pour les études de comportement à long terme. Une première synthèse des connaissances sur le comportement à

long terme des différents types de colis a été établie. Elle analyse les mécanismes physico-chimiques contrôlant l'évolution des colis en interaction avec leur environnement, la modélisation et la prédiction de leur altération et du relâchement des radionucléides via des modèles opérationnels. Ceux-ci ont été fournis à l'Andra et sont destinés à être utilisés pour les évaluations de performance du stockage géologique.

Parmi les résultats les plus marquants, on peut noter :

- D'une part, la très bonne résistance des déchets vitrifiés à l'irradiation et la bonne prédiction de l'altération de ces colis par l'eau via un modèle d'évolution à long terme. L'application du modèle scientifique sur un morceau de verre non fracturé, immergé dans de l'eau non renouvelée, montre que 99,9 % du verre resterait intact après 10000 ans dans ces conditions. Il se forme à sa surface une couche d'altération stable et protectrice.

En condition de stockage, le modèle opérationnel confirme que la durée de vie du colis de verre se compte en centaines de milliers d'années.

- D'autre part, ces 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 durée de vie estimée des colis à matrice bitume est supérieure à 10000 ans.

- Les recherches du programme COCON s'intéressent aux comportements des métaux et ses résultats président au choix des matériaux métalliques pour la confection des conteneurs pour l'entreposage de longue durée.
- Le programme PRECCI sur les combustibles usés, mené dans le cadre d'une collaboration entre EDF, CEA et Framatome - ANP (voir chapitre 3), s'intéresse au comportement à long terme des combustibles usés.

PRECCI a fourni des modèles de relâchement pour les combustibles usés en entreposage de longue durée et en stockage. La gaine est capable d'assurer une fonction de confinement en entreposage, avec toutefois des incertitudes sur la longue durée, ce qui a conduit à considérer la mise en étui des assemblages pour leur entreposage de longue durée.

4.3.3 - Entreposage de longue durée

La fonction d'entreposage séculaire peut être assurée, soit par le renouvellement des entrepôts industriels de technologie actuelle, soit par la construction d'entrepôts conçus dès l'origine pour assurer cette fonction sur des durées séculaires.

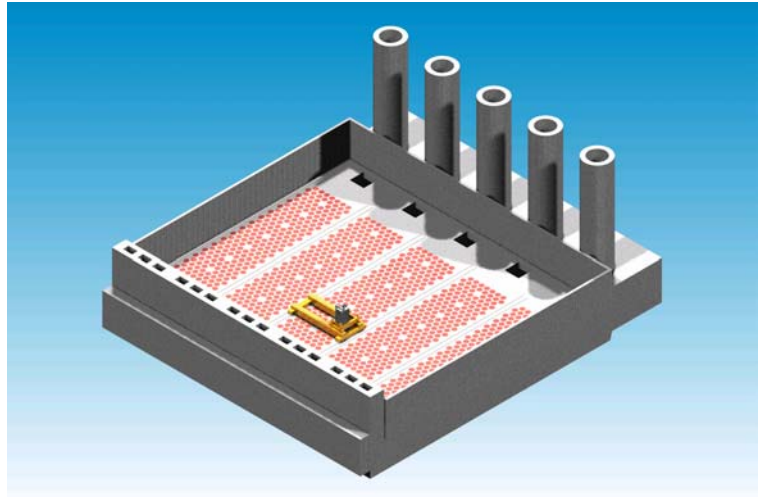
Les études menées dans le cadre de la loi ont montré que l'installation d'entreposage des colis de verre E/EV/SE, située sur le site de La Hague et exploitée par COGEMA, possède de bonnes potentialités vis à vis des exigences propres à un entreposage apte à la longue durée. Sa durabilité devrait ainsi atteindre une centaine d'années.

Comme les entreposages industriels, l'entrepôt de longue durée est conçu pour garantir la reprise ultérieure des colis radioactifs dans des conditions sûres.

Deux séries complémentaires de concepts d'entrepôts, prenant en compte tout aussi bien les colis thermiques que les colis de déchets B, sont étudiées par le CEA comme des exemples de ce qui serait réalisable, même si d'autres options pourraient être envisagées :

- l'entrepôt de surface est constitué de puits ou d'alvéoles enterrés surmontés d'un bâtiment d'où l'installation est conduite (voir figure 4.8),

Figure 4.8 - Exemple de modules d'entreposage en surface de colis chaud.



- l'entrepôt de subsurface est situé en faible profondeur, à quelques dizaines de mètres sous la surface du sol. Il comporte des puits ou alvéoles (voir figure 4.9) et des galeries creusées dans la roche, à flanc de colline par exemple, permettant tout à la fois l'accès par voie horizontale et un drainage des eaux par gravité.

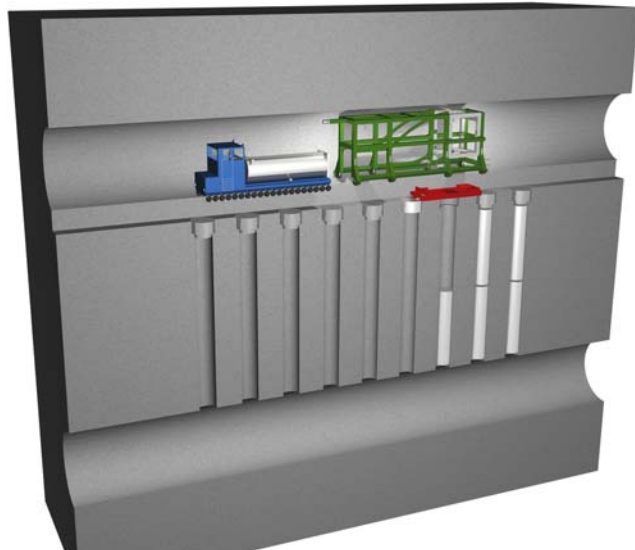


Figure 4.9 - Exemple de puits d'entreposage en subsurface de colis chaud.

Le CEA a transmis à ses ministères de tutelle, en août 2001, un rapport global d'étape sur l'entreposage de longue durée en surface ou en subsurface.

Les études préliminaires de définition des entrepôts de longue durée pour les déchets B et les combustibles usés se sont achevées en 2002.

Elles ont confirmé la nécessité de protéger les colis radioactifs dans des conteneurs d'entreposage en fonction des concepts retenus.

Elles ont aussi mis en avant le besoin d'une conception robuste (résistance à des aléas divers) et celui d'une surveillance de l'installation. Dans le cas d'une installation conçue dès l'origine pour la longue durée la conception cherchera à réduire néanmoins le plus possible les opérations de maintenance et de surveillance.

Ces études ont pris en compte :

- les colis existants,
- la nécessité de reprendre les colis après leur entreposage avec une flexibilité forte quant à la destination finale de ces colis en fin d'entreposage,
- la recherche d'une compatibilité des colis avec le stockage géologique,
- des données génériques en ce qui concerne le site d'accueil éventuel.

Dans le cas où la société s'engagerait dans la voie de l'entreposage de longue durée, elle en aurait la charge permanente et elle hériterait de l'obligation de décider de la phase suivante. Cette installation nécessiterait une surveillance, certes limitée mais indispensable, et une maintenance, réduite mais régulière. Le seul objectif serait donc la reprise des objets entreposés en sûreté.

L'entreposage de longue durée des déchets radioactifs ou des combustibles usés est techniquement faisable. Néanmoins, ce n'est pas une solution de gestion définitive. Cette stratégie d'attente requiert une décision ultérieure quant au devenir des objets entreposés et un cadre réglementaire approprié.

De nombreux sites potentiels pour accueillir une telle installation existent sur le territoire français et la conception définitive d'une telle installation peut être adaptée aux conditions locales. Le CEA n'a toutefois pas pour mission d'identifier les sites possibles. C'est une démarche politique qui ne peut s'entreprendre que sur directives précises du gouvernement et selon une procédure à définir.

4.4 - Acquis obtenus en combinant les résultats des différents axes

Des solutions de gestion des déchets HAVL seront proposées en 2006. Ces solutions font appel, outre aux installations et techniques existantes, à des "fonctions" développées au sein des axes, chacun d'eux ne pouvant proposer à lui seul une solution complète.

Les travaux de formalisation et d'évaluation de ces solutions sont en cours dans la perspective de 2006. D'ores et déjà, les principaux résultats acquis en considérant la complémentarité des axes de recherche sont indiqués ci-dessous.

Dans l'axe 3, la faisabilité de l'entreposage de longue durée est démontrée. Celui-ci est possible soit via des entrepôts de technologie actuelle, renouvelés périodiquement, soit via des entrepôts aptes à la longue durée dès l'origine. Toutefois, ce mode de gestion des matières nucléaires et des déchets, qui ajoute une flexibilité si nécessaire, n'est que transitoire dans l'attente d'une solution définitive.

Les résultats des recherches conduites dans l'axe 1 permettent d'envisager une réduction significative de la dangerosité des déchets en éliminant les actinides mineurs, mais laissent subsister des déchets résiduels redevables du stockage géologique.

Le stockage géologique étudié dans l'axe 2, et dans la mesure où les études en cours valideront sa faisabilité, apparaît comme une solution incontournable pour la gestion définitive et à long terme des déchets radioactifs.

Les déchets B actuels sont des candidats "naturels" pour un stockage direct car ils ne pourront pas en pratique donner lieu à une reprise pour réduire leur inventaire radiotoxique de toute façon très minoritaire. Il n'y a donc pas d'intérêt identifié à les reprendre un jour pour les transmuter. Ainsi, les déchets B sont des déchets ultimes. Enfin, il n'y a aucune justification liée à une gestion de la thermique à attendre avant de mettre ces déchets en stockage géologique. Ceci vaut d'ailleurs pour plusieurs centaines à plusieurs milliers de colis de verre "froids" dès 2020.

Si le choix de mettre en œuvre des techniques de séparation-transmutation était fait, il s'appliquerait aux futurs déchets C, qui seraient alors des verres "allégés" moins radiotoxiques et de puissance thermique plus faible à long terme.

C'est bien en termes de système nucléaire, intégrant les réacteurs, les combustibles, leur traitement et les installations du cycle, qu'il faut apprécier les possibilités nouvelles de gestion des déchets, actuels et futurs, tout en conservant présent à l'esprit que la première vocation du parc électronucléaire restera bien la production d'énergie.

Ce constat revêt une importance particulière. Il montre en effet que la loi de 1991, ciblée sur la gestion des déchets, rend techniquement nécessaire d'étendre le champ de l'analyse. Ainsi, la gestion du plutonium, dont l'inventaire radiotoxique est le plus élevé et qui permettra le développement durable du nucléaire, ne peut être exclu d'une analyse d'ensemble de la gestion des déchets. Les résultats évoqués supposent donc que le plutonium soit recyclé et non pas considéré comme un déchet.

4.5 - Evolutions marquantes au plan international

Si les acteurs de la recherche en France travaillent depuis de nombreuses années sur la gestion des déchets radioactifs, beaucoup d'autres pays y consacrent aussi des efforts importants.

Il existe aujourd'hui un fort consensus international indiquant que le stockage géologique est nécessaire en toute hypothèse et que, d'autre part, il est faisable et sûr dans son principe.

Ce mode de gestion, réversible si cela est souhaité, permet d'isoler les déchets radioactifs de l'homme et de l'environnement pendant les longues durées qui correspondent à la décroissance de la radioactivité. Il s'agit donc d'une solution pérenne qui offre à la société une option de gestion flexible et maîtrisée.

Au plan international, il existe une installation de stockage en couche géologique profonde de déchets à vie longue en fonctionnement aux Etats-Unis. Il s'agit du WIPP, situé dans une couche de sel dans l'état du Nouveau Mexique. Elle a d'ores et déjà permis d'apporter un retour d'expérience précieux sur les conditions d'exploitation de ce type d'installation.

On notera que la plupart des pays concernés disposent de laboratoires de recherche ou d'équivalents (Etats-Unis, Belgique, Suisse, Suède, Canada,...). Ces infrastructures expérimentales ont apporté une moisson importante de résultats qui contribuent à accroître la fiabilité scientifique d'ensemble des recherches. On mentionnera notamment les apports des laboratoires de Mol en Belgique et du Mont Terri en Suisse. En Europe, la Suède a développé, de longue date, ses travaux avec son laboratoire d'Aspö. Elle se place aujourd'hui dans la perspective de l'installation d'un stockage géologique. La Finlande s'est également engagée dans cette voie.

De nombreux pays s'orientent vers le stockage direct des combustibles usés surtout lorsque leur inventaire reste trop modeste pour justifier économiquement le recours à une autre stratégie.

L'entreposage industriel à l'horizon de 40 ou 50 ans est largement pratiqué par les acteurs électronucléaires au plan mondial mais l'entreposage de longue durée des colis radioactifs, au delà de 100 ans et plus, reçoit peu d'intérêt de la part de la communauté internationale. Il est perçu le plus souvent comme une solution non durable par définition puisqu'il nécessite une surveillance et une maintenance permanentes de la part de la société, et représente une charge pour les générations futures.

Chapitre 5 : Perspectives 2004 - 2006

La faisabilité scientifique de la séparation poussée est désormais acquise. La suite logique des travaux dans ce domaine est donc la démonstration de sa faisabilité technique. Le premier objectif est de démontrer d'ici 2005 la faisabilité technique de récupération de 99,5 % des trois actinides mineurs¹. Concernant les produits de fission, on vise à maîtriser la séparation de l'iode, du technétium et du césium, dont les isotopes à vie longue sont présents dans les combustibles usés.

Ces travaux doivent aboutir à l'évaluation technico-économique des procédés concernés. A côté de ces procédés hydrométallurgiques, des recherches exploratoires seront menées sur des voies de séparation pyrochimiques.

La recherche sur la transmutation va se poursuivre en utilisant le réacteur Phénix pour l'étude des combustibles et des cibles. L'espoir de mise en œuvre industrielle de la transmutation reposant sur de nouvelles générations de réacteurs et/ou la mise en place de systèmes dédiés non-électrogènes, les études dans ce domaine sont principalement relatives aux études de cœur de réacteurs innovants, dont le cycle du combustible devra mettre en œuvre des concepts de transmutation. Ces réacteurs comprennent notamment ceux désignés par « Generation IV », par exemple réacteurs à gaz caloporteur à haute température et neutrons modérés ou rapides. Le concept de réacteur hybride sous-critique activé par un accélérateur de particules, fera l'objet d'une étude de faisabilité en vue de son utilisation comme incinérateur d'actinides mineurs. Des parcs mixtes de réacteurs et des scénarios de mise en œuvre seront étudiés.

Les études sur le stockage en formation géologique sont en bonne voie, particulièrement avec le rassemblement des éléments de faisabilité du point de vue technique et de l'ingénierie. La dernière phase des études concerne la vérification de sûreté sur la base de l'ensemble des données scientifiques et expérimentales qui seront disponibles.

Les résultats des recherches sur le stockage dans une couche d'argile permettront d'établir le dossier de synthèse de 2005. Ce dossier dressera le bilan des résultats des études de conception du stockage et d'analyse de la réversibilité, des études de modélisation, des analyses de sûreté, ainsi que des connaissances scientifiques et expérimentales acquises, notamment dans le laboratoire souterrain en vue d'aboutir aux conclusions concernant l'architecture du stockage et sa gestion, son évolution phénoménologique, et son évaluation de sûreté, l'ensemble étant fondé sur des référentiels de connaissance mis à jour (référentiel géologique et biosphère, modèle d'inventaire, termes source, référentiel matériaux).

Outre les travaux de modélisation du stockage, la percée attendue au cours des prochaines années sera la mise en œuvre des expériences dans le laboratoire souterrain de Bure. Des forages hydro-géologiques à l'échelle du secteur et des forages de reconnaissance sub-horizontaux sur l'emprise du laboratoire complèteront la connaissance du milieu géologique local.

L'Andra maintient un programme de recherche sur le stockage dans les milieux granitiques, dans le cadre de collaborations internationales. Ces études génériques permettront de gagner un temps précieux s'il apparaissait nécessaire d'étudier l'implantation d'un stockage dans une couche granitique en France.

Enfin, le CEA réalisera des démonstrateurs de conteneurs à l'échelle 1 pour les combustibles usés et certaines catégories de déchets B, et fournira une mise à jour des études sur la modélisation opérationnelle du comportement à long terme des différents colis.

¹ Américium, neptunium et curium

5.1 - Axe 1 : Séparation, transmutation et conditionnement spécifique

5.1.1 - Séparation poussée

Les recherches sur la séparation poussée doivent aboutir en 2005 à la confirmation technique des possibilités du procédé actuel pour extraire le neptunium et d'un procédé d'extraction liquide-liquide de l'américium et du curium à partir du procédé DIAMEX-SANEX à un rendement supérieur à 99 %.

En ce qui concerne les produits de fission, un meilleur rendement de la séparation de l'iode lors du traitement des combustibles devrait être obtenu. L'amélioration du taux de récupération du technétium soluble par l'aménagement du procédé PUREX devrait être confirmée. Enfin, pour le césium, la faisabilité technique de son extraction devrait aussi se vérifier.

Une toute première estimation technico-économique de cette séparation devrait également être disponible.

Les procédés hydrométallurgiques ayant atteint en 2001 le stade de la faisabilité scientifique, les recherches sont maintenant engagées dans la phase de démonstration de la faisabilité technique de la voie de référence évoquée au chapitre 3.

Ce choix 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 ;
- ces procédés s'inscrivent dans la continuité des procédés industriels existants.

Pour cette voie de référence, 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, au delà de la faisabilité scientifique déjà acquise, l'on disposera :

- des preuves de la faisabilité technique (validation de la voie de référence et de ses performances) ;
- de l'évaluation des déchets secondaires produits ;
- de l'évaluation préliminaire du coût économique du procédé de récupération (basée sur la seule expérience de faisabilité technique) ;
- du dossier des études complémentaires à mener pour l'industrialisation du procédé.

La voie hydrométallurgique de référence

5.1.1.1 - Séparation des actinides

L'objectif est de démontrer d'ici 2005 (voir tableau 5.1.1), la faisabilité technique d'un procédé de récupération de 99,9 %¹ de l'américium, du curium et du neptunium par des modifications et des compléments à un procédé de traitement de type PUREX. 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 dans les éléments séparés inférieure à 5 %.

¹ 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.

	Faisabilité scientifique - Rappels -	Faisabilité technique - Objectifs -
PUREX modifié (Np, I, Tc)	1995	2005
DIAMEX-SANEX Séparation conjointe Am et Cm	2001	2005
Séparation entre Am et Cm	2002	2005
Séparation Cs	1995	2005

Tableau 5.1.1 - Etapes de la R&D pour la séparation poussée

Après les acquis importants obtenus, les recherches s'orientent maintenant vers la confirmation de la faisabilité technique d'un procédé d'extraction liquide-liquide de l'américium et du curium en employant l'extractant malonamide (DMDOHEMA) du procédé DIAMEX - SANEX. La démonstration est effectuée à partir de 15 kg de combustible usé.

L'extraction du neptunium par le procédé PUREX modifié sera testée début 2004 et le procédé de séparation entre l'américium et le curium fera l'objet d'une démonstration technologique fin 2004.

5.1.1.2 - Séparation des produits de fission et d'activation à vie longue

Les études ont porté sur la séparation de l'iode, du technétium et du césium. 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 » à long terme, dans l'environnement d'un stockage.

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 soluble par une adaptation du procédé PUREX (acquise 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.

Un programme de recherches de base 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 (détermination de grandeurs élémentaires) dans les installations d'ATALANTE.

5.1.1.3 - 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.

5.1.1.4 - Gestion des éléments issus de la séparation poussée

Des études se poursuivent pour :

- 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,
- fournir une première comparaison des différentes voies (y compris la voie oxyde pour les actinides) envisageables pour le conditionnement temporaire et réversible, et l'entreposage des éléments séparés.

Le curium séparé est un radioélément particulièrement examiné à cet égard compte tenu des divers rayonnements qu'il émet.

La voie pyrochimique

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 traiter 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 et permettant d'envisager un traitement quasi immédiat,...), et l'intérêt de disposer d'une évaluation d'une technologie alternative.

Sur la base des études bibliographiques et d'essais spécifiques menés au laboratoire, les étapes envisagées jusqu'en 2006 sont les suivantes :

- 2003 - 2004 : essais d'intégration de différentes parties de procédés pyrochimiques sur échantillons actifs reconstitués,
- à partir de 2005 : essais démonstratifs en laboratoire sur éléments représentatifs (exemples : échantillons de cibles irradiées).

Une veille scientifique et technologique sur l'apport de la pyrochimie pour le traitement de nouveaux types de combustibles associés dans les études exploratoires à de nouveaux concepts de réacteurs (combustible métallique, nitrures, cœurs à sels fondus,...) se poursuit.

5.1.2 - Transmutation

Pour la période restante avant le rendez-vous de 2006, les objectifs du programme sont les suivants :

- apporter des éléments de démonstration sur la faisabilité technique de la transmutation des radionucléides à vie longue dans un parc composé de réacteurs de technologies aujourd'hui maîtrisées (REP ou RNR) et évaluer un ordre de grandeur du coût associé,
- 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 cœurs de réacteurs), l'expérimentation (acquisition de données nucléaires, réalisation de combustibles et de cibles, irradiation en réacteurs...) et sur les études de scénarios de parcs nucléaires.

5.1.2.1 - Etudes de cœurs 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 leur intégrant l'évaluation des incertitudes. Ces études de physique de base associent des programmes expérimentaux et des travaux de développement des modèles de calcul.

De très nombreux outils sont ainsi sollicités pour mettre en œuvre ces programmes et ainsi mieux préciser les paramètres physiques régissant la transmutation des actinides et de certains produits de fission. Citons par exemple :

- pour les mesures de sections efficaces des réactions induites par neutrons lents, l'Institut Laue Langevin à Grenoble (sections efficaces sous diverses conditions de flux neutronique), et les possibilités expérimentales offertes à Geel,
- pour les mesures de sections efficaces de capture neutronique (en cours) et de fission (sur 2004 - 2005), sur des produits de fissions, mais surtout sur des noyaux transuraniens des cycles du thorium et du plutonium, l'installation n-TOF du CERN (sur un très large domaine d'énergie de l'eV au MeV),
- le réacteur Phénix du CEA à Marcoule, remonté en puissance en juin 2003, dans lequel on procède à de nombreuses irradiations de différentes matières et matériaux.

Dans le contexte de la loi Bataille, il est essentiel d'évaluer quantitativement les apports spécifiques pour la transmutation aussi bien des systèmes de Generation IV que des systèmes hybrides et les conditions de la réalisation, dans un cadre international, d'une installation expérimentale de démonstration comprenant le transmuteur et les installations du cycle associées.

Avec les outils développés pour modéliser un parc de réacteurs, une étude de cœur et de concepts de transmutation dans les réacteurs rapides à gaz (Generation IV) et les ADS (réacteur sous-critique couplé à un accélérateur) sera terminée mi 2005.

En ce qui concerne les ADS, et pour arriver à un dossier de faisabilité d'une telle installation, le projet EUROTRANS, dans le cadre du 6^{ème} PCRD de la Communauté Européenne, devrait réunir les efforts de plusieurs pays européens. De nombreux obstacles technologiques sont à l'étude. On citera pour ce faire les expérimentations suivantes :

- la fiabilité de l'accélérateur linéaire de protons à fort courant étudié dans le programme IPHI (CNRS/IN2P3 et CEA/DSM). Sa structure permet d'avancer par étape. Des résultats sur la fiabilité du faisceau sont attendus en 2006,
- les études sur la cible de spallation (eutectique fondu Pb-Bi) et les conditions de fonctionnement de la fenêtre de séparation entre accélérateur et cible (expérience MEGAPIE) dont les résultats sont attendus en 2006,
- les études fines de la dynamique du couplage neutronique d'un cœur sous critique et d'un accélérateur (programme MUSE à puissance nulle terminé début 2004 et projet TRADE avec un réacteur de plusieurs centaines de kW en 2007) pourraient être étendues, sur Masurca, à un massif critique refroidi au gaz.

En complément et en lien étroit avec ce programme, d'autres études se poursuivent au sein du GDR GEDEPEON (voir chapitre 3).

5.1.2.2 - Le développement des combustibles et cibles

Ce programme, cohérent avec les études de cœurs de réacteur, a pour objectif la validation expérimentale et la faisabilité des concepts envisagés pour les combustibles et les cibles de transmutation et de leurs limites : propriétés physico-chimiques, fabricabilité, comportement sous

irradiation, interprétation neutronique (taux de transmutation, effets d'autoprotection, effets des gradients de flux, validation de schémas de calculs particuliers, ...).

Les irradiations pour la transmutation vont se poursuivre dans Phénix 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 et les ADS. Le tableau 5.1.2 ci-dessous indique les différentes expériences programmées dans Phénix. L'expérience MATINA 1, irradiation de matériaux de cibles, sera examinée après irradiation à partir de 2004.

Même si de nombreux résultats sont attendus après 2006, des éléments suffisamment décisifs seront obtenus à l'échéance de la loi (fabricabilité, irradiations de cibles de transmutation effectuées en réacteurs) pour statuer sur la faisabilité de la transmutation en spectre de neutrons rapides et envisager un certain nombre de décisions possibles quant à la suite à donner aux recherches sur la transmutation.

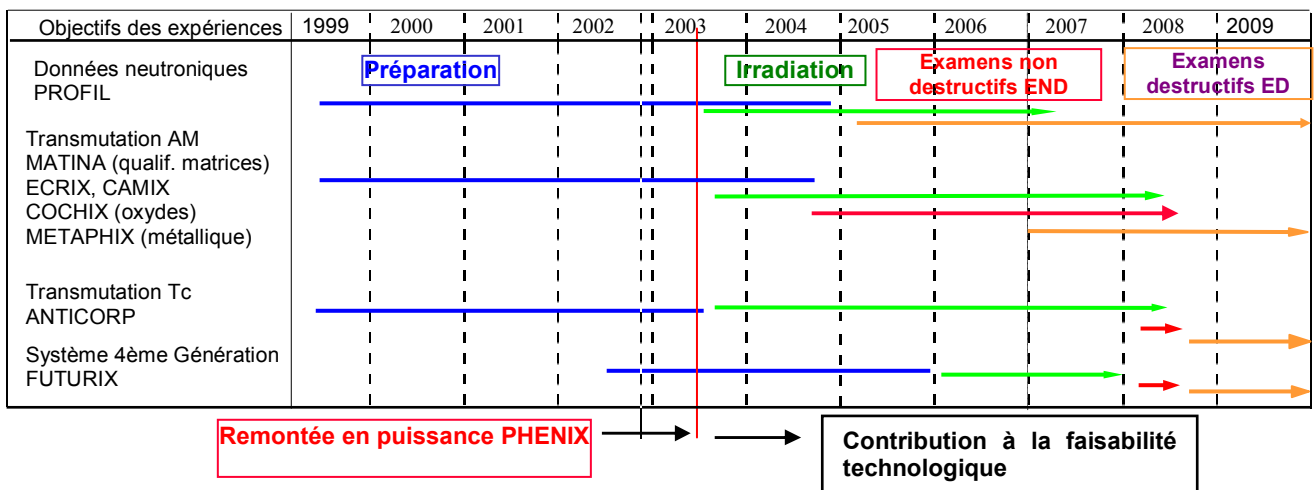


Tableau 5.1.2 - Irradiations prévues dans le réacteur Phénix

5.1.2.3 - Les études de scénarios

L'évaluation des performances potentielles de la séparation-transmutation se fait via l'étude de différents scénarios. Les études de scénarios permettent d'avoir une vue d'ensemble du parc électronucléaire envisagé à un instant donné et au cours de son évolution dans le temps. 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 (génération IV et systèmes hybrides). Après le rapport publié en 2001 décrivant les caractéristiques détaillées des trois premiers scénarios, celles des scénarios de transmutation en réacteurs innovants seront disponibles fin 2005.

Pour les réacteurs REP, les travaux précédents ont porté en particulier sur des scénarios de recyclage du plutonium et d'actinides mineurs dans des réacteurs de technologie existante. Ils ont montré que la transmutation dans les réacteurs REP était peu réaliste et que le multirecyclage du plutonium en REP ne correspond pas à un optimum technico-économique industriel.

Pour 2005, les études évalueront la contribution possible, à partir de 2025, de réacteurs à caloporteur gaz (RCG) à neutrons thermiques, puis à neutrons rapides à partir de 2035, au recyclage des actinides mineurs dont l'incinération dans les REP paraît peu réaliste. Ces études se fonderont sur un scénario, élaboré conjointement par le CEA, EDF et Framatome ANP, faisant l'hypothèse du déploiement de ces nouvelles filières dans le parc français. Elles s'attacheront à définir les stratégies d'utilisation de ces nouvelles filières, ainsi que les potentialités des systèmes hybrides, pour minimiser, dans les meilleures conditions techniques et économiques, la production de déchets radiotoxiques à long terme par le parc envisagé. 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 réacteurs à caloporteur gaz devrait être capable de recycler ses propres déchets et, si possible, ceux produits par les réacteurs de technologie précédente (REP). Les études devront donc être complétées par l'examen de la faisabilité et l'optimisation des modes de recyclage envisagés, notamment en développant les combustibles spécifiques acceptant certains actinides difficiles à brûler dans les REP. Ces combustibles pourraient être des particules pour réacteurs à haute température (HTR) optimisées avec des noyaux de plutonium ou d'actinides mineurs. Le développement de ces combustibles a été lancé dès 2003, dans le prolongement de la fabrication de particules HTR standard, avec noyau uranium.

Au CNRS, des travaux ont porté, d'une part 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 et dans la rapidité de son déploiement. 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 leur absence pour certaines. Elle a conduit à proposer une plate-forme de mesure sur les sels fondus en cours de réalisation.

5.1.3 - Conditionnement spécifique

En 2005 verra la fin de la phase de faisabilité technique de la mise en œuvre des procédés de conditionnement spécifique choisis pour le technétium, et les actinides mineurs. Cette phase aboutira à :

- la définition au laboratoire des modes d'élaboration : frittage, frittage réactif sous charge,...
- l'évaluation de la tenue sous irradiation : réalisation d'échantillons dopés au ^{238}Pu et irradiation externe,
- l'évaluation de leur durabilité chimique : expériences de résistance à la dissolution par l'eau d'échantillons contenant ou non l'élément radioactif.

Pour l'iode et le césium la faisabilité technique de matrices spécifiques est attendue.

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 et isolés issus de la séparation poussée, et qui s'avéreraient difficiles à transmuter, pourraient le cas échéant être substitués 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, produits de fission, avec une priorité aux conditionnements de l'iode¹ et du césium²) dans des matrices adaptées à chaque élément et présentant :

- une capacité d'insertion relativement importante des radionucléides dans la structure du matériau (au moins 5 % en masse pour l'iode et le césium, au moins 10 % en masse pour les actinides (sauf si du curium est présent), plus de 15 % pour le technétium qui émet peu de chaleur),

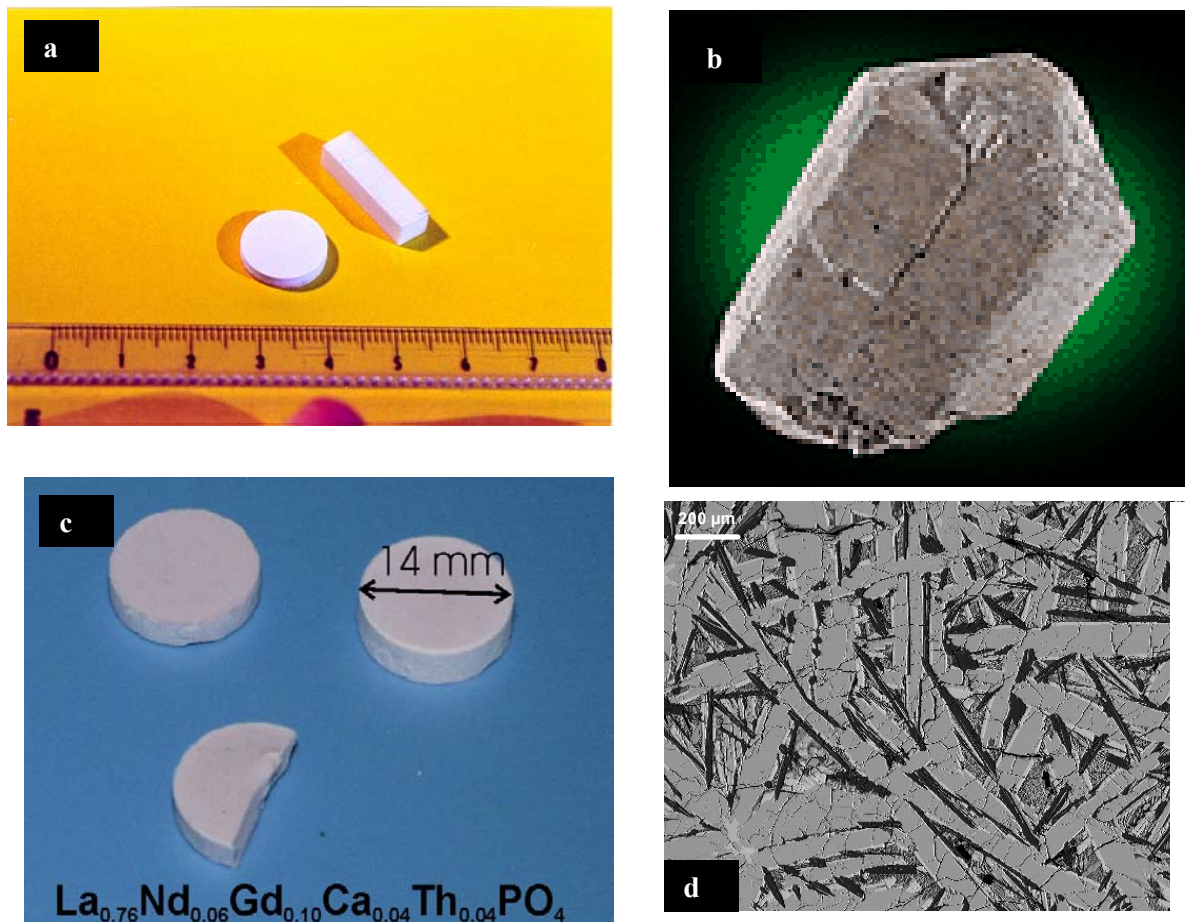
¹ La faisabilité de la transmutation de l'iode n'est pas démontrée faute d'une matrice disponible pour constituer la cible de transmutation. Une matrice assurant son conditionnement spécifique est par contre à l'étude.

² Le césium est constitué de plusieurs isotopes dont un seul est à vie longue et serait redevable de la transmutation. Cette dernière, pour être efficace, ne devrait porter que sur cet isotope, difficile à séparer.

- 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. Pour le technétium, l'américium et le curium, on vise à valider pour 2005 les matrices de conditionnement en actif (pour les actinides en leur incorporant du plutonium 239, puis 238, qui simulent les dégâts d'irradiation dus aux radioéléments confinés).

La démonstration de faisabilité technique repose sur l'élaboration de matériaux chargés d'isotopes radioactifs pour valider leurs propriétés de confinement et affiner le modèle de 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.



Figures 5.1.3 a : PDT - b : apatite - c : monazite - d : zirconolite

5.2 - Axe 2 : Etude du stockage en formation géologique profonde

5.2.1 - HAVL Argile

Les recherches conduites d'ici 2005 doivent déboucher sur une évaluation de la faisabilité du stockage en formation argileuse. La faisabilité recouvre l'identification des questions soulevées par une éventuelle installation, la hiérarchisation de ces questions, l'acquisition d'une conviction scientifique que les questions essentielles sont maîtrisées, le recensement de ce qui resterait à faire dans le cadre d'une démarche ultérieure. Au total, il s'agit d'avoir montré l'existence d'une solution, non optimisée à ce stade.

Cette évaluation de faisabilité s'appuie sur une caractérisation globale du milieu géologique avec la disponibilité d'un modèle d'ensemble, fondé notamment sur les résultats acquis dans le laboratoire souterrain de Bure. Les principales questions traitées sont la confirmation de l'absence de fracturation, la compréhension du comportement de la zone endommagée et la confirmation des propriétés favorables hydrologiques et géochimiques.

Cette évaluation repose également sur la définition détaillée d'architectures de stockage qui permettent de prendre en compte les incertitudes qui n'auraient pas été levées par les travaux in situ.

En matière de modélisation et de simulation, les calculs bénéficieront de la plate-forme Alliances développée par le CEA et l'Andra.

Enfin, l'évaluation de sûreté doit conduire à montrer l'absence d'impact significatif d'une éventuelle installation.



Vue aérienne du site du laboratoire souterrain à Bure (Meuse Haute-Marne)

5.2.1.1 - Conception, réversibilité et exploitation

Les études des deux prochaines années sont fondées sur le socle des concepts de stockage définis en 2002. Elles visent principalement :

- la finalisation des colis de stockage ;
- l'analyse de l'organisation générale de la construction et de l'exploitation ;
- la finalisation de la conception des installations souterraines et les procédés d'exploitation ;
- la conduite des calculs de dimensionnement des modules de stockage ;
- le choix des dispositifs de scellement (serrements, remblais et bouchons) et des procédés de réalisation associés, outils destinés à restaurer la continuité du milieu argileux.

En matière de sûreté d'exploitation, l'analyse doit déboucher sur la définition des outils et dispositions nécessaires pour prendre en compte les contraintes réglementaires et l'étude de risques dimensionnants pour la conception (génération de gaz, chute de colis, criticité). Les premiers résultats seront soumis à une analyse de sûreté d'exploitation plus complète en 2004, comprenant :

- une analyse de risques, visant une complétude dans l'identification des risques associés à l'exploitation et à la réversibilité,
- l'évaluation quantifiée des doses en fonctionnement normal ou altéré et des risques induits par des scénarios accidentels.

En matière de réversibilité, l'analyse des liens entre un schéma d'exploitation par étapes et la conception du stockage sera approfondie :

- définition d'un programme d'observation, associé à la gestion par étapes des installations, et des procédés et équipements d'auscultation ;
- étude de procédés de retrait des colis et des scellements, partant des résultats des études de conception des colis, des installations et des scellements.

Les résultats des études de conception des colis de stockage, des dispositifs de scellement (clés d'ancrage, remblais), des moyens de transfert des colis entre la surface et le fond permettront de lancer la réalisation d'essais technologiques.

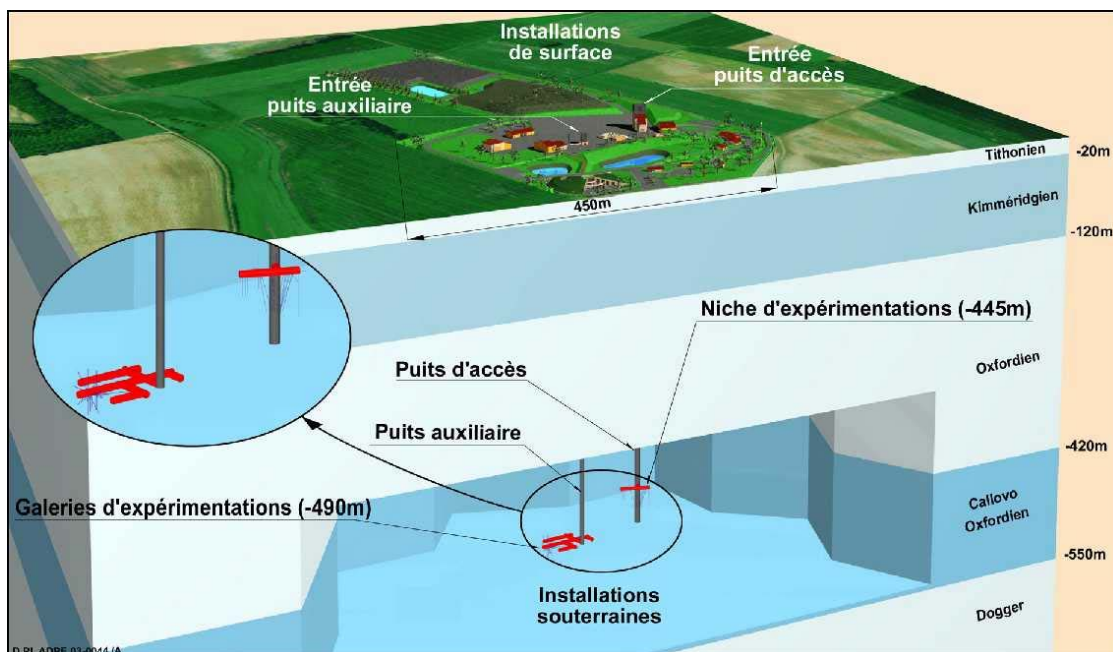


Schéma en coupe du milieu géologique et du laboratoire de Bure

Les recherches doivent donc déboucher sur la disponibilité d'architectures de stockage non optimisées, mais réalistes, assurant la possibilité de la réversibilité.

5.2.1.2 - Acquisition de données

Les données sur les colis rassemblées dans le modèle d'inventaire de dimensionnement (MID) sous-tendent l'ensemble des études de conception et des analyses de sûreté conduites d'ici 2005. Le travail vise la finalisation des modèles de comportement retenus dans les évaluations de sûreté de 2005 afin de s'assurer de leur robustesse scientifique et de leur cohérence par rapport aux données d'environnement.

En matière de matériaux, les recherches se concentrent sur ceux retenus dans les choix de concepts 2002 :

- argiles gonflantes pour les barrières ouvragées des alvéoles de déchets C et de combustibles usés,
- bétons pour les colis de stockage et les ouvrages des alvéoles de déchets B,
- acier non allié pour les colisages des déchets C (surcolisage) et combustibles usés (conteneurage).

Elles doivent permettre de conclure sur la définition des matériaux à retenir et sur leurs performances.

Pour la modélisation géologique du site, trois questions principales sont traitées :

- l'expression éventuelle dans le Callovo-Oxfordien de la petite fracturation afin de valider les données sur les capacités de confinement de la couche,
- la continuité de la formation à échelle plus large en étudiant une éventuelle expression d'une fracturation secondaire,
- la consolidation du modèle hydrogéologique permettant de disposer d'un schéma robuste de circulation des eaux pour les évaluations de sûreté.

Ce travail s'appuie sur un programme réalisé de fin 2003 à 2004 comprenant plusieurs forages dirigés sub-horizontaux c'est-à-dire faiblement inclinés dans leur partie terminale. Dans le cadre de l'objectif de reconnaissance de la continuité du milieu géologique, à l'échelle du laboratoire, les forages dirigés obliques (un au Dogger et un au Callovo-Oxfordien) sont destinés à approfondir et corroborer les résultats issus de la sismique 3D. Le carottage prévu dans la formation hôte permettra de disposer d'échantillons pour reconnaître la variabilité sédimentologique et pétrophysique à une distance pluri-hectométrique des puits du laboratoire. Deux autres forages faiblement inclinés recouperont la formation hôte sur une emprise équivalente à celle du laboratoire souterrain. Ils permettront de disposer des caractéristiques et de la fréquence d'une éventuelle fracturation et de conforter ainsi la modélisation géologique réalisée dans la perspective du dossier 2005.

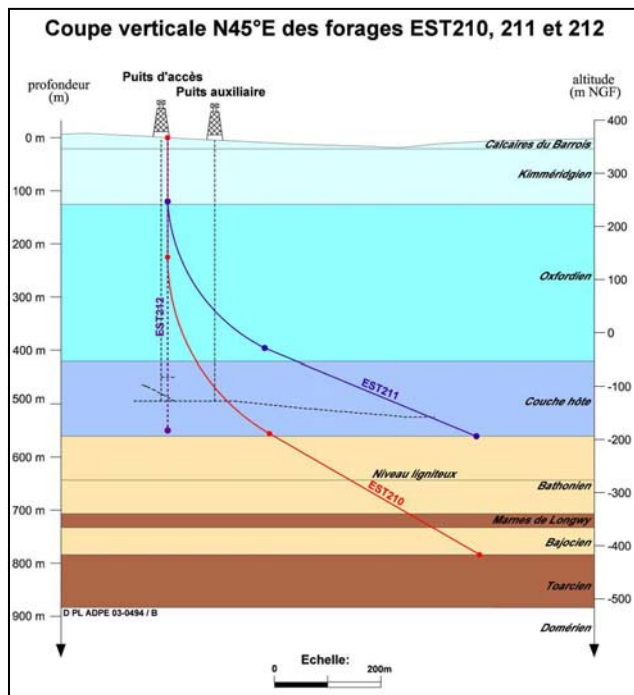
En matière d'hydrologie, les données nouvelles sont issues des huit forages destructifs partiellement carottés, profonds de 350 à 850 mètres, réalisés en 2003 sur cinq plates-formes. Ces forages visaient le Dogger ou l'Oxfordien calcaire et ont été positionnés sur ou à proximité de profils sismiques 2D existants, afin de permettre une nouvelle interprétation et de compléter le modèle géologique. Les données recueillies seront analysées et prises en compte pour établir un modèle géologique et hydrogéologique révisé. Ces recherches conditionnent l'évaluation des transferts de radioéléments jusqu'aux exutoires naturels et les évaluations de sûreté correspondantes.

Avec les travaux précédents, on disposera d'une modélisation d'ensemble du contexte géologique permettant d'apprécier le caractère favorable du site.

Du point de vue du comportement mécanique de la roche, l'importance au regard de la sûreté à long terme d'une meilleure caractérisation de la zone endommagée (EDZ¹) a été soulignée. Les travaux

¹ *Excavation Disturbed Zone.*

doivent déboucher sur la modélisation mécanique de la réponse des argilites autour des ouvrages et l'analyse de l'influence du développement d'un réseau de microfissures (traduisant un endommagement) ou de fractures afin d'évaluer si la zone endommagée constitue ou non une limitation pour la sûreté et quels seraient les palliatifs.



Forages de reconnaissance de la formation du Callovo-Oxfordien



Le modèle de composition chimique de l'eau interstitielle des argilites établi en 2002 sera finalisé en liaison avec le BRGM afin de mieux asseoir sa représentativité statistique vis-à-vis des variations lithologiques. Cela s'accompagnera d'une analyse des coefficients de diffusion, notamment des anions. On disposera ainsi d'une évaluation précise des capacités de rétention de la formation hôte.

Les points précédents sont étudiés grâce à plusieurs types de moyens expérimentaux :

- les échantillons prélevés et les mesures réalisées dans le puits d'accès du laboratoire,
- les mesures réalisées dans la niche expérimentale creusée au niveau - 445 mètres dans le puits principal,
- les 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,
- les mesures réalisées et échantillons prélevés à partir de forages de reconnaissance de surface situés sur ou à proximité du site du laboratoire,
- l'utilisation du laboratoire suisse du Mont Terri pour valider à grande échelle les modèles et données acquises sur le site du laboratoire de Bure.

Le laboratoire du Mont Terri constitue un moyen complémentaire important d'acquérir des données in situ dans une roche dont la composition minéralogique est voisine de celle du Callovo-Oxfordien. Dans ce cadre, l'objectif est de fiabiliser la conception des essais à Bure par des tests préalables et de conforter le dossier 2005 par des résultats et validations complémentaires. Les expériences au Mont Terri permettent de valider des changements d'échelle pour l'application des modèles. Cela devrait en particulier donner des évaluations dans les domaines de la maîtrise de l'endommagement, des modèles de migration des radionucléides, du comportement thermique de la roche.

La stratégie retenue se fonde sur une combinaison de ces différents éléments. La structure du programme permet de disposer de plusieurs outils pour aborder une même question. Les principales données nécessaires aux évaluations de sûreté sont réunies, avec la définition de différents modes d'approche confortant la crédibilité des résultats. Il faut enfin noter qu'en cas de limitation de la connaissance, des choix de conception peuvent permettre de traiter l'incertitude correspondante.

5.2.1.3 - Compréhension et modélisation du stockage

La compréhension des processus intervenant dans le stockage aux différentes échelles de temps et d'espace contribue à la conception et aux analyses de sûreté. Les modélisations associées fournissent les modèles de relâchement et de transport d'activité. Elles permettent de justifier les phénomènes importants à prendre en compte, décrivent l'état des composants du stockage en fonction du temps pour l'analyse de la réversibilité et contribuent à la justification des éléments de conception au regard des performances attendues.

La description de l'évolution et du comportement du stockage, au travers de l'analyse phénoménologique des situations de stockage qui présente le comportement du stockage dans le temps et dans l'espace (APSS), constitue une donnée d'entrée pour l'analyse de sûreté. Elle est complétée pour couvrir une gamme de scénarios d'évolution.

Différentes modélisations phénoménologiques complémentaires sont réalisées afin de préciser les données et modèles dans la perspective des évaluations de sûreté, ou pour justifier les hypothèses retenues :

- évaluation du schéma hydraulique prévalant au sein du stockage,
- évolution thermique du stockage et de son environnement,
- évolution mécanique et physico-chimique des ouvrages et impact des ouvrages sur les paramètres d'écoulement-transport-rétention de l'argilite,
- spéciation des radioéléments relâchés par les colis et interactions chimiques,
- transferts dans le milieu géologique (prenant en compte les paramètres chimiques, de rétention, les effets compétiteurs potentiels avec d'autres éléments), puis dans la biosphère.

Pour ce qui concerne les moyens de simulation numérique, la plate-forme ALLIANCES, dans sa première version, sera utilisée pour les calculs de sûreté en 2004. Elle concerne essentiellement les phénomènes hydrauliques, géochimiques et de transport, ainsi que leur couplage. Le développement d'ALLIANCES est poursuivi. La seconde version, prévue pour mai 2004, sera enrichie en termes de phénoménologie couplée (phénomènes thermiques, hydrauliques et mécaniques).

Les recherches conduisent à une compréhension globale du système de stockage fondant l'analyse de sûreté.

5.2.1.4 - L'analyse de sûreté

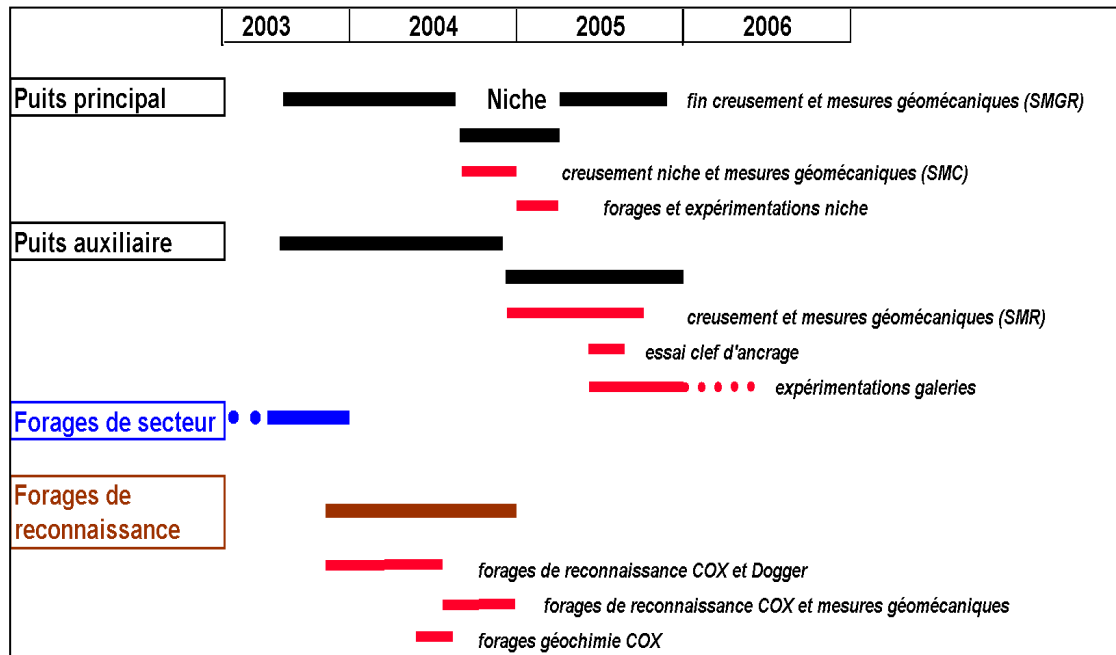
Les concepts sélectionnés en 2002 font l'objet d'une évaluation de sûreté à long terme dont l'achèvement est planifié fin 2004. La démarche repose sur la définition de scénarios permettant d'apprécier la performance du stockage dans différentes configurations :

- scénario d'évolution normale,
- scénarios d'évolution altérée et analyses de sensibilité, par exemple prise en compte d'un défaut de scellement ou de conteneur.

Une analyse qualitative est menée afin d'identifier les modes de défaillance et de vérifier que l'ensemble des incertitudes et risques sont couverts par les scénarios et modèles proposés. Une attention particulière sera prêtée à la gestion des incertitudes pour définir les stratégies palliatives. Les études mènent ainsi à une appréciation sur l'impact d'un éventuel stockage.

5.2.1.5 - L'établissement du dossier 2005

Le dossier 2005 dressera le bilan des résultats des recherches mettant en perspective l'ensemble des acquis concourant à l'évaluation de faisabilité. Ce travail de mise en cohérence s'appuiera sur la production de référentiels de connaissance mis à jour (référentiel géologique et biosphère, modèle d'inventaire, termes source, référentiel matériaux), de documents de synthèse présentant respectivement l'architecture du stockage et sa gestion, son évolution phénoménologique et son évaluation de sûreté, enfin d'un rapport de synthèse global.



Calendrier du laboratoire de Meuse Haute-Marne

5.2.2 - HAVL Granite

En l'absence de laboratoire souterrain sur le sol français, l'objectif est de proposer une évaluation de l'intérêt du granite pour un stockage en formation géologique, les études se situant à un degré de maturité moindre par rapport à l'argile. Cette évaluation recouvrira une synthèse des données sur les granites français complétée des acquis réalisés en laboratoires étrangers. Elle sera établie selon la démarche déjà mise en œuvre en 2001-2002, consistant à définir des architectures « génériques » adaptées au contexte géologique français. Les résultats des expériences lancées en laboratoire étranger viendront conforter la compréhension globale des mécanismes et l'évaluation de sûreté préliminaire et statuant sur les possibilités d'utilisation du granite dans le cas français.

5.2.2.1 - Analyse typologique des granites français et études sur le milieu granitique

La démarche d'étude se fonde sur la définition d'options de concepts de stockage « génériques » et adaptées au contexte géologique français. Pour ce faire, une analyse typologique des granites français a été menée. L'inventaire des données prises en compte sera complété et mis à jour d'ici à 2005, notamment au travers des nouvelles données bibliographiques du service géologique national afin d'accroître la fiabilité de l'analyse.

En vue du dossier 2005, l'objectif principal des études menées sur le milieu granitique est de lever les principales incertitudes relatives à la caractérisation de la fracturation ainsi qu'à la modélisation des écoulements hydrogéologiques et des transferts de radionucléides dans les fractures. Le programme

repose essentiellement sur des actions en coopération avec les homologues de l'Andra à l'étranger : tests de méthodes de caractérisation de la fracturation en Finlande, expérimentations effectuées dans les deux laboratoires souterrains étrangers d'Aspö en Suède et du Grimsel en Suisse relatives à la compréhension et la modélisation des transferts en milieu fracturé. Les principaux thèmes de recherche sont les méthodes de détection de la fracturation d'un granite et la compréhension et modélisation des écoulements hydrogéologiques et des phénomènes de transfert dans un granite.

On poursuit les expériences menées dans les laboratoires souterrains visant à acquérir les principales données nécessaires à la conception des principaux composants ouvrages d'un stockage : barrières ouvrages, remblais, scellements. Elles concernent :

- la compréhension et la modélisation des phénomènes régissant le comportement de barrières ouvrages, de remblais et de scellements à court et long terme,
- la démonstration in situ, c'est-à-dire dans des conditions représentatives d'un stockage, de la faisabilité technologique de barrières ouvrages, de remblais ou de scellements répondant à des exigences de performance compatibles avec les fonctions qui leur sont allouées.

Les recherches débouchent ainsi sur une compréhension préliminaire des mécanismes régissant les milieux granitiques, compréhension adaptée à la définition d'architectures de stockage « génériques ».

5.2.2.2 - Etudes de conception

Elles ont pour objectif de préciser les concepts « génériques » de stockage réversible étudiés pour le granite sur les principaux points suivants : faisabilité et dimensionnement des ouvrages et des équipements, études des procédés de réalisation, d'exploitation et de fermeture en lien avec une analyse préliminaire de la sûreté d'exploitation.

L'option de référence retenue pour la conception des alvéoles de stockage de déchets B est un « Tunnel pour colis empilables », concept qui vise une grande compacité du stockage en bénéficiant des propriétés mécaniques du granite. L'option de référence retenue pour les déchets C vitrifiés est une petite alvéole avec barrière ouvrage argileuse et surconteneur en acier non allié. Deux versions, verticale et horizontale sont considérées pour tenir compte de la variabilité possible de la fracturation du granite : « petits puits » ou « tunnels courts » de vingt mètres maximum. La version verticale constitue l'option de référence pour les analyses de sûreté à mener d'ici 2005 compte tenu du type de fracturation le plus fréquemment rencontré dans les granites français. L'option de référence retenue pour les combustibles usés est le concept suédois KBS-3 avec conteneur en cuivre et barrière ouvrage argileuse gonflante, concept particulièrement adapté à un milieu granitique et à sa fracturation.

On produit ainsi une gamme d'architectures susceptibles de s'adapter aux variations des granites français et de constituer des bases de conception flexibles pour l'avenir.

5.2.2.3 - Analyses de sûreté

Les analyses de sûreté à long terme incluent une analyse qualitative de sûreté des options de concept « génériques » et les analyses phénoménologiques associées, la description de scénarios de sûreté et une analyse quantitative visant à évaluer la performance des options étudiées et des différentes barrières mises en œuvre : colis de stockage des déchets, barrières ouvrages et milieu géologique. D'une façon générale, ces analyses bénéficient d'un retour d'expérience étranger important en milieu granitique. Elles apportent une première appréciation de l'intérêt du granite et donnent de premiers ordres de grandeur sur les impacts éventuels tout en définissant des voies de progrès à examiner sur des sites réels.

5.2.2.4 - Recherches menées sur les méthodes de reconnaissance préliminaire des massifs granitiques

Un programme de reconnaissance a pour objectif de vérifier l'adéquation d'un granite à des critères généraux de sûreté en termes de stabilité géologique (géodynamique, sismicité) et d'hydrogéologie notamment. Du point de vue géologique, la reconnaissance vise des massifs granitiques «affleurements», c'est-à-dire non recouverts par une couverture sédimentaire ou métamorphique. Ces méthodes de reconnaissance sont étudiées dans le cadre de partenariats avec ses homologues étrangers. A titre d'exemple, on notera les levés géophysiques de surface visant à localiser les failles de faible ampleur. Un programme de tests des méthodes est mené à cette fin en coopération avec POSIVA en Finlande sur le site d'Olkiluoto. On aura ainsi préparé les outils nécessaires à un éventuel travail de terrain aussi efficace que possible.

5.2.2.5 – L'établissement du dossier 2005

En 2005, l'Andra procédera à la mise en cohérence de l'ensemble des résultats, intégrant les données obtenues en laboratoires souterrains étrangers. Le dossier apporte une évaluation de l'intérêt du granite afin de statuer sur la pertinence d'une éventuelle poursuite des recherches sur site.

5.3 - Axe 3 : Conditionnement, entreposage de longue durée des déchets radioactifs, comportement à long terme

Les études menées sur l'axe 3 de la loi, en particulier le conditionnement des déchets contenant des radionucléides à vie longue et de haute activité, doivent permettre de garantir un confinement durable et la possibilité d'une reprise en toute sûreté, dans la perspective de leur stockage en formation géologique profonde ou de leur entreposage de longue durée (ELD).

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

- la mise au point des procédés de conditionnement, 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 du stockage et de l'ELD,
- l'évaluation du comportement à long terme des colis en stockage et en ELD,
- les études de définition d'entrepôts aptes à la longue durée.

5.3.1 – Conditionnement des déchets radioactifs et des combustibles usés

En 2005, pour les déchets radioactifs MA et HAVL, comme pour les combustibles usés, un conditionnement approprié sera disponible pour leur entreposage de longue durée. Il incorporera des éléments de compatibilité avec les dispositions particulières propres au stockage en formation géologique profonde.

En 2005, des conteneurs d'entreposage de longue durée pour les colis de déchets MAVL, compatibles avec leur stockage en formation géologique profonde, ainsi que des conteneurs d'entreposage de longue durée et de stockage pour les combustibles usés seront conçus, réalisés et testés fonctionnellement.

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, doit s'assurer, en coordination avec les industriels, qu'un mode de conditionnement existe pour les déchets non conditionnés et qu'une solution d'ELD sera disponible pour chacune des catégories de déchets. Les modes de conditionnement sont développés en cohérence avec les dispositions particulières 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 pouvant être manutentionnés, les colis, et de protéger durablement ces colis dans les installations d'ELD, en surface ou en subsurface et d'en garantir la possibilité de reprise à un moment quelconque.

Le CEA intervient, avec les producteurs et l'Andra, en vue d'explorer les améliorations possibles à apporter à la fabrication des colis avec l'objectif d'atteindre 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, au sein duquel se réalise le conditionnement des produits de fission dans les verres (CSD-V), et des coques et déchets technologiques en étui métallique après super compactage (CSD-C). A ces déchets s'ajoute 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 disponibles. Les colis de catégorie B et C qui seront produits par les opérations d'assainissement entrent dans cette catégorie,
 - des déchets non encore conditionnés pour lesquels la recherche étudie des modes de conditionnement compatibles avec les systèmes de gestion existants ou en cours d'étude. Ces travaux s'intéressent prioritairement aux déchets pour lesquels les conditionnements ne sont ni décidés ni définis ;
- c) les déchets de l'industrie nucléaire du futur, dans une perspective de progrès continu ;
- d) les colis de combustibles usés (CU) (ce ne sont pas des déchets au sens de la réglementation française) qui ne seront pas traités à court terme et sont actuellement entreposés en piscine.

L'apport du CEA est de mettre à disposition des procédés de conditionnement pour les déchets non conditionnés et de maintenir une démarche de progrès permanents.

La continuité de l'ELD vers le stockage est assurée a minima par « le colis primaire d'entreposage ». Il est défini comme étant le colis qui garantit la possibilité de sa reprise au moment souhaité et répond aux dispositions particulières de l'entrepôt tout en restant compatible avec les traitements ultérieurs envisagés. Ce colis est dans la grande majorité des cas identique au colis primaire défini par le producteur. Il est conçu en cohérence avec les concepts de stockage et est compatible avec le conteneur de stockage.

Les éléments de démonstration : démonstrateurs fonctionnels et conteneurs

Des démonstrateurs fonctionnels pour certains éléments de conteneurs pour le stockage et/ou l'entreposage de longue durée sont disponibles depuis fin 2002. Ils contribueront, à l'échéance 2004, à la production de démonstrateurs technologiques, à l'échelle 1, permettant d'évaluer la mise en œuvre industrielle de leur fabrication. Ces démonstrateurs technologiques concernent principalement les combustibles usés, pour lesquels n'existe en France, à ce jour, aucun conteneur particulier, et les déchets de moyenne activité et à vie longue, déjà conditionnés ou restant éventuellement à conditionner.

En ce qui concerne l'entreposage de longue durée des combustibles usés chaque assemblage est placé dans un étui pour permettre une grande flexibilité lors de la reprise de ces objets qui pourraient être destinés soit au stockage, soit à un traitement différé. Le CEA réalisera un démonstrateur technologique de conteneur d'entreposage de combustible usé fin 2004. L'Andra, le CEA et EDF réaliseront pour la même échéance un démonstrateur de conteneur de stockage de combustible usé compatible avec l'entreposage, et apte à recevoir des étuis individuels.

Pour les déchets B, les démonstrateurs technologiques de conteneurs d'entreposage qui seront réalisés fin 2004 ont fait l'objet d'une concertation avec l'Andra afin qu'ils soient compatibles avec le stockage. Cela a permis de converger sur la définition d'objets communs dont la réalisation est menée de façon conjointe.

5.3.2 - Entreposage des colis radioactifs apte à la longue durée

La faisabilité technique des entrepôts aptes à la longue durée pour les combustibles usés et les déchets MAVL et HAVL sera confirmée en 2005 :

- les études de définition des concepts seront disponibles à la fois pour une configuration en surface ou en sub-surface pour les déchets MAVL et HAVL comme pour les combustibles usés (dimensionnement des ouvrages, durabilité des composants, mode de ventilation, ...). Seules des données de site génériques sont considérées pour achever ces études mais la transposition à un ou des sites réels ne devrait pas poser de problème particulier,
- les dossiers d'orientations de sûreté accompagnant ces études.

L'ELD se caractérise par le fait que sa conception, sa réalisation et son mode d'exploitation, permettent, dès l'origine, d'envisager d'emblée un entreposage 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 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 aura en tout six variantes, sur la base de deux concepts, en surface et en subsurface, 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 feront l'objet de propositions proches techniquement.

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.

	Combustibles usés	Déchets vitrifiés	Déchets de moyenne activité à vie longue
Surface	X - - - - -	- - - - - X	X
Subsurface	X - - - - -	- - - - - X	X

Les dossiers d'orientations de sûreté ont été produits fin 2003. En 2005, les études de définitions complètes seront formulées pour chaque catégorie retenue. Les études sont menées avec des caractéristiques de site uniquement génériques puisque, dans l'attente des décisions en 2006. Il n'y a pour le moment aucun site connu ou envisagé pour la réalisation éventuelle d'un ELD. Un rapport technique, traitant des relations entre les concepts d'ELD étudiés et les sites potentiels d'accueil, a été produit fin 2003. Il conclut qu'il sera possible d'identifier de nombreux sites d'accueil sur le territoire français si la décision de créer un ELD devait être prise.

Une galerie pour l'illustration et la démonstration technologique de l'entreposage en subsurface sera réalisée sur le centre de Marcoule en liaison avec l'initiative relative au Centre d'Expertise sur le Conditionnement et l'Entreposage des matières Radioactives (voir plus loin section 5.3.4).

Un ensemble de résultats sera disponible en 2005 pour juger de la durabilité des matériaux de structure et de la capacité de reprise et de confinement des conteneurs d'entreposage.

5.3.3 - Comportement à long terme des colis radioactifs

Une synthèse des connaissances et la modélisation opérationnelle du comportement à long terme de chaque catégorie de colis seront disponibles en 2005.

Un "terme source" par colis sera également fourni.

En ce qui concerne le comportement à long terme des colis de déchets radioactifs, la seconde version du document de synthèse a été produite fin 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 ont été menées par l'Andra à partir de données disponibles en 2003. L'Andra a choisi les modèles opérationnels définitifs fin 2005. 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.

5.3.4 - Le Centre d'Expertise sur le Conditionnement et l'Entreposage des matières Radioactives

Le Centre d'Expertise sur le Conditionnement et l'Entreposage des matières Radioactives (CECER) sera complètement opérationnel fin 2004 pour regrouper les compétences et les moyens d'étude sur le conditionnement et l'entreposage et pour informer le public sur les déchets radioactifs et les solutions de gestion à long terme ouvertes par les recherches effectuées dans le cadre de la loi de 1991. Le Centre participera ainsi à la nécessaire étape de communication pour faciliter les débats et les décisions prévues par cette loi à l'échéance de 2006.

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 - voir Figure 5.3.4). 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 (comprenant notamment une galerie pour l'illustration et la démonstration technologique de l'entreposage en subsurface),
- de renforcer la visibilité et la connaissance du public vis à vis de ces activités, et en particulier, de la gestion des déchets.



Figure 5.3.4 - Esquisse du bâtiment d'accueil du public du CECER

Annexe 1 : Compléments sur les caractéristiques et la gestion des déchets radioactifs

Selon la définition de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), est considéré comme déchet radioactif *"toute matière pour laquelle aucune utilisation n'est prévue et qui contient des radionucléides en concentration supérieure aux valeurs que les autorités compétentes considèrent comme admissibles dans des matériaux propres à une utilisation sans contrôle"*. Pratiquement, ces matières doivent être conditionnées de telle façon que les radionucléides qu'ils contiennent restent confinés jusqu'à l'extinction de leur radioactivité et qu'ainsi les rayonnements ionisants qu'ils émettent, potentiellement dangereux pour les organismes vivants, soient arrêtés par des substances faisant écran.

Les déchets radioactifs sont essentiellement caractérisés par la nature des éléments qu'ils contiennent et par l'activité¹ par unité de volume ou de masse. À chacun de ces radionucléides correspond une période de décroissance radioactive, qui indique le temps nécessaire pour diminuer son activité d'un facteur 2, un type de rayonnements émis (alpha, bêta, gamma ou neutrons) et l'énergie transmise par ces rayonnements. Les déchets voient donc leurs caractéristiques évoluer dans le temps, d'autant qu'il faut également tenir compte des produits de filiation des radionucléides puisqu'en se désintégrant spontanément, les noyaux radioactifs peuvent donner naissance non seulement à des noyaux stables mais aussi à d'autres noyaux radioactifs qui se désintégreront à leur tour selon leurs caractéristiques propres. C'est ainsi qu'il existe des chaînes radioactives, en particulier pour des éléments naturels comme l'uranium ou le thorium.

A.1.1 - Classification des déchets radioactifs

Les déchets radioactifs, suivant leur nature, leur niveau de radioactivité et la durée de vie des radionucléides les constituant, ont été classés en différentes catégories, des déchets TFA (très faible activité) aux déchets HA (haute activité) en passant par les déchets FA et MA (faible et moyenne activité). Ils sont dits, à vie longue lorsque leur période dépasse 30 ans (certains peuvent atteindre plusieurs centaines de milliers d'années), à vie courte dans le cas contraire. L'activité initiale d'un radioélément d'une demi-vie de 30 ans sera divisée par 1024 au bout de 300 ans (10 périodes).

La classification française comporte les catégories suivantes :

- les déchets de très faible activité (TFA),
- les déchets de faible et moyenne activité à vie courte (FMA-VC),
- les déchets de faible activité à vie longue (FA-VL),
- les déchets de moyenne activité à vie longue (MA-VL),
- les déchets de haute activité (HA).

De son côté, la médecine utilise des radionucléides de durée de vie très courte (inférieure à 100 jours), pour les besoins de diagnostics. Les déchets correspondants n'entrent pas dans les catégories ci-dessus.

A.1.1.1 - Les déchets de très faible activité (TFA)

Les déchets TFA se situent entre les déchets conventionnels et les déchets de faible et moyenne activité, car il n'existe pas en France, contrairement à d'autres pays, de seuils de libération fixés à l'avance pour des déchets contenant ou susceptibles de contenir une quantité très faible de radioactivité. Aujourd'hui les déchets TFA proviennent essentiellement du démantèlement des installations nucléaires ou d'industries classiques utilisant des matériaux naturellement radioactifs. Il

¹ L'activité est exprimée en becquerels (nombre de désintégrations spontanées par seconde) et permet d'évaluer la quantité d'atomes de radionucléides contenus dans le déchet

peut s'y ajouter certains déchets d'exploitation des installations et d'assainissement des sites pollués, dans la mesure où leur niveau de radioactivité est compatible avec les spécifications du centre de stockage correspondant.

Le niveau de radioactivité de ces déchets est en général compris entre 10 et 100 Bq/g.

A.1.1.2 - Les déchets de faible et moyenne activité à vie courte (FMA-VC)

La radioactivité des déchets FMA-VC, également appelés « déchets A » par les exploitants nucléaires, résulte principalement de la présence de radionucléides émetteurs de rayonnements bêta ou gamma de période inférieure ou égale à 30 ans. Dans ces déchets, les radionucléides à vie longue, en particulier ceux émetteurs de rayonnements alpha sont strictement limités. Ce sont essentiellement des déchets de maintenance (équipements, outils, chiffons de nettoyage...) et de procédé, comme par exemple ceux résultant du traitement d'effluents liquides et gazeux d'installations nucléaires. Ils peuvent également provenir d'opérations de démantèlement.

Le niveau de radioactivité de ces déchets se situe en général entre quelques centaines de Bq et un million de Bq par gramme. La quantité de radionucléides à vie longue (période supérieure à 30 ans) est réglementairement limitée : par exemple pour chaque colis la quantité d'émetteurs alpha est limitée à 3 700 Bq par gramme (et 370 Bq par gramme en moyenne pour l'ensemble des colis qui seront stockés au centre de l'Aube).

Un cas particulier de déchets FMA-VC est celui des déchets contenant des quantités notables de tritium, radionucléide difficile à confiner, principalement en provenance des activités liées à la force de dissuasion.

A.1.1.3 - Les déchets de faible activité à vie longue (FA-VL)

On fait habituellement entrer dans cette catégorie deux types de déchets différents : les déchets dits « radifères » et les déchets dit « graphites ».

Les déchets « radifères » contiennent une quantité notable de radium 226 et/ou de thorium 232 et/ou de protactinium 231 (radionucléides naturels à vie longue) qui produisent du radon. Ils résultent, en grande partie, de l'utilisation de minerais naturellement radioactifs à des fins industrielles comme, par exemple, l'extraction de terres rares. Le procédé conduit à concentrer une partie de la radioactivité dans les résidus. D'autres produits ainsi qu'une partie des déchets d'assainissement des sites pollués peuvent également faire partie des déchets « radifères ».

Les déchets « graphite » proviennent des centrales dites « uranium naturel graphite gaz » maintenant arrêtées. On distingue notamment les éléments qui entouraient le combustible (les « chemises ») et ceux qui l'accueillaient dans les cœurs de réacteurs (les empilements). Les empilements sont encore en place tandis que les chemises ont été retirées et sont maintenant entreposées.

A.1.1.4 - Les déchets à moyenne activité à vie longue (MA-VL) et les déchets de haute activité (HA)

Les déchets MA-VL, également appelés « déchets B » par les exploitants nucléaires, sont principalement des déchets issus des structures de combustibles usés (coques et embouts de combustibles usés) ou provenant du procédé et de la maintenance des installations (déchets provenant du traitement des effluents, équipements ...) qui ne peuvent être acceptés sur le centre de stockage de l'Aube compte tenu de leur niveau de radioactivité, en particulier celle relative aux radionucléides à vie longue.

Les déchets HA, également appelés « déchets C » par les exploitants, ont généralement pour origine les produits de fission et d'actinides mineurs séparés lors du traitement des combustibles usés. Ces déchets comportent une très forte concentration de radionucléides et dégagent de la chaleur. Au total en 2020, ces déchets s'inscriront dans un volume cumulé d'environ 5.000 m³, soit un cube de 17 m de côté. Aujourd'hui, la France produit moins de 200 m³ de déchets de haute activité par an, soit un cube de 6 m de côté.

A.1.2 - Conditions de gestion à long terme des déchets radioactifs

La gestion des déchets doit obéir aux principes suivants : responsabilité du producteur, traçabilité, information du public, création de filières pour chaque catégorie de déchets, prise en compte du droit des générations futures. Les Règles Fondamentales de Sûreté (RFS) énoncent les grands objectifs techniques pour le tri des déchets, la réduction de leur volume, le pouvoir de confinement des colis, leur mode d'élaboration, leur concentration en radionucléides, ... Elles déterminent aussi les objectifs en matière d'étude des ouvrages de stockage en formation géologique profonde (RFS III-2-f). Il appartient à l'Autorité de Sûreté d'autoriser ou non la mise en service et l'exploitation des installations, et de contrôler le respect par l'exploitant des lois, décrets, règlements et prescriptions.

Les modes de gestion sont donc adaptés aux risques présentés par chaque type de déchets. Le tableau A.1.1 donne les différentes catégories de déchets et indique, pour chacune d'elles, les conditions de leur gestion à long terme.

	Déchets à vie courte (période < 30 ans)	Déchets à vie longue
Très faible activité	En exploitation Centre de Morvilliers	
Faible activité	En exploitation Centre de l'Aube	Filières à l'étude Subsurface (graphite, radifères)
Moyenne activité		Filières à l'étude Loi du 30 décembre 1991
Haute activité		

Tableau A.1.1 : Catégories de déchets radioactifs et modes de gestion envisagés

A.1.3 - Périmètre couvert par la loi du 30 décembre 1991

La loi du 30 décembre 1991 porte sur la gestion à long terme des déchets radioactifs de haute activité et à vie longue. L'appellation **HAVL (Haute Activité et à Vie Longue)** recouvre à la fois des éléments très actifs qui disparaissent donc rapidement, et des éléments nettement moins actifs dont la durée de vie est sensiblement plus longue. Elle regroupe les déchets de haute activité à vie courte et à vie longue (HA) et les déchets de moyenne activité à vie longue (MAVL).

A.1.4 - Nature des produits considérés dans le cadre de la loi du 30/12/1991

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 différenciées mais l'activité reste significative pendant des milliers d'années.

Un assemblage de combustible nucléaire utilisé UOX2 (taux de combustion de 45 GWj/tu) provenant d'un réacteur à eau sous pression contient¹, en poids :

- dans sa partie interne (69%) :
 - 95 % d'actinides majeurs (94% d'uranium et ~1% plutonium) qui représentent encore un potentiel énergétique important², et ne sont pas considérés comme des déchets ultimes,
 - 5 % de noyaux sans valeur énergétique, qui représentent actuellement les résidus de la production d'énergie :
 - les produits de fission (~ 5%, dont 0,2 % de radionucléides à vie moyenne [le césium 137³ et le strontium 90⁴, 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%) : américium, curium, neptunium,
- dans ses structures (31%) :
 - les produits d'activation, formés par capture neutronique dans les matériaux de structure de combustible (gainés, grilles, ...).

La chaîne d'évolution des noyaux lourds créés en réacteur REP est explicitée dans le diagramme qui suit.

¹ En considérant un assemblage moyen (~ 500 kg de combustible compté en métal lourd) de combustible utilisé déchargé du parc REP 400 TWh/an, avec les flux à l'équilibre : 1150 t déchargées par an (850 t retraitées, 300t entreposées, dont 100 t de MOX).

² Equivalent 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.

³ Plus précisément le couple Cs 137-Ba^m137.

⁴ Plus précisément le couple Sr-Y 90.

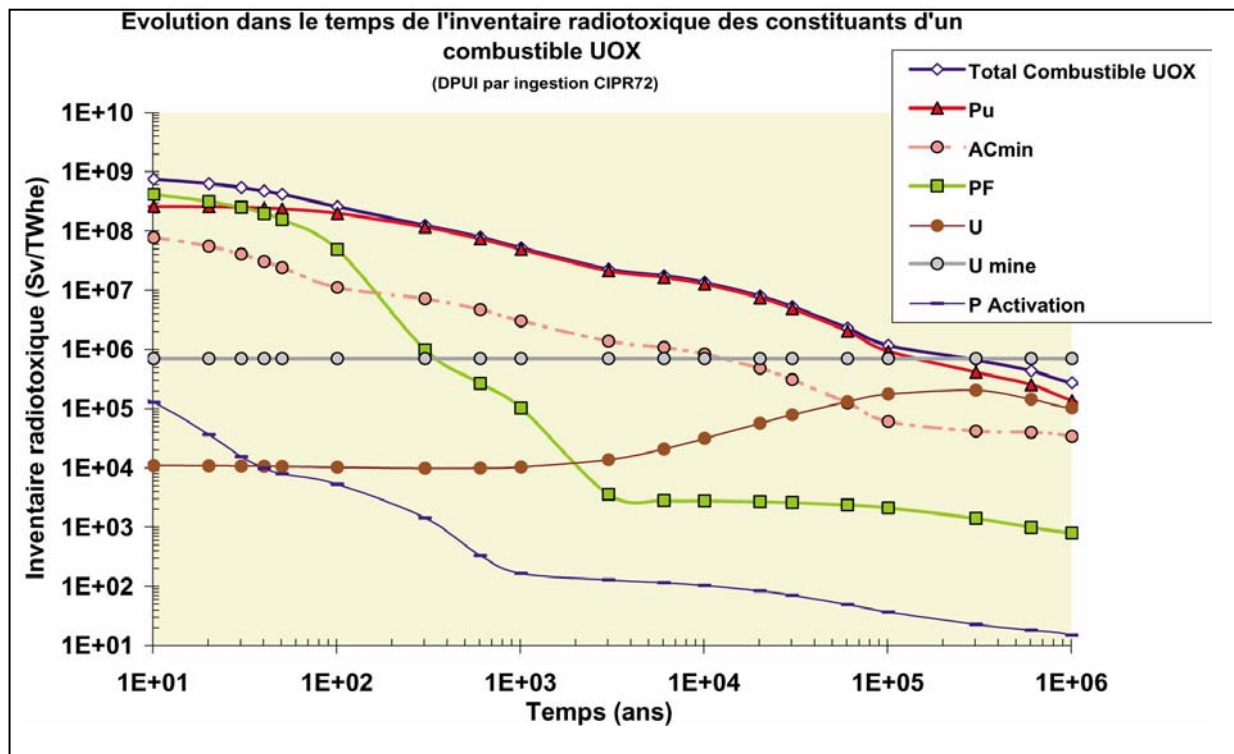


Figure A.1.3

Parmi les produits de fission, 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.

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 minerai d'uranium initial, à l'origine de l'énergie produite.

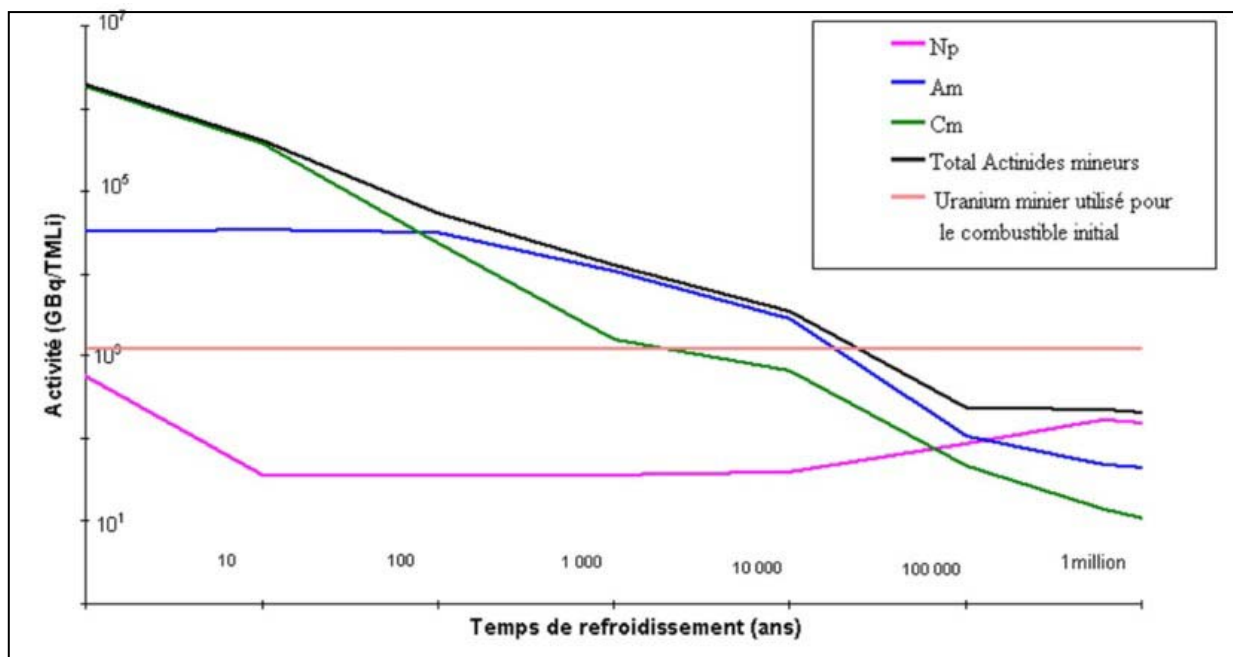


Figure A.1.4

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 après quelques centaines d'années. Ils devront rester isolés sur des durées beaucoup plus longues.

A.1.5 - La gestion actuelle des déchets

A.1.5.1 - Les déchets de haute activité et de moyenne activité à vie longue (HA et MAVL)

Le conditionnement des déchets HAVL recouvre principalement quatre formes.

Colis Standards de Déchets Vitrifiés (CSD-V)

Le conditionnement de la très grande majorité de l'activité des produits non valorisables contenus dans les combustibles usés (plus de 99% de cette activité) est réalisé par vitrification. Le choix de cette technique a été notamment fait en prenant en compte l'existence d'analogues naturels de ces verres, telle l'obsidienne volcanique.

L'examen de ces verres naturels a montré leur très grande stabilité pendant des périodes de dizaines de millions d'années ou plus. Le principe de la vitrification consiste à mêler intimement le verre et les produits de fissions et actinides mineurs, qui deviennent des constituants mêmes du réseau vitreux. Les radionucléides sont ainsi piégés durablement dans la matrice de verre.

Pour produire de tels colis, on calcine la solution restante, puis on la mélange à de la « fritte » (poudre) de verre pour former une pâte de verre qui est ensuite placée dans un conteneur en acier inoxydable (1,35 m de hauteur et 43 cm de diamètre, poids total d'environ 500 kg). Celui-ci contient 14 à 15% en masse de déchets hautement radioactifs résultant du traitement de 1,3 à 1,5 t de combustible usé.

Ces colis de déchets vitrifiés sont aujourd'hui produits dans les ateliers « R7 » et « T7 » de La Hague, d'où la dénomination : *verre R7T7* ou CSD-V pour Conteneur Standard de Déchets Vitrifiés (spécifié auprès des autorités de sûreté françaises et étrangères sous le numéro 300 AQ 16) (figure A.1.5). Des colis similaires ont été produits sur le site de Marcoule.

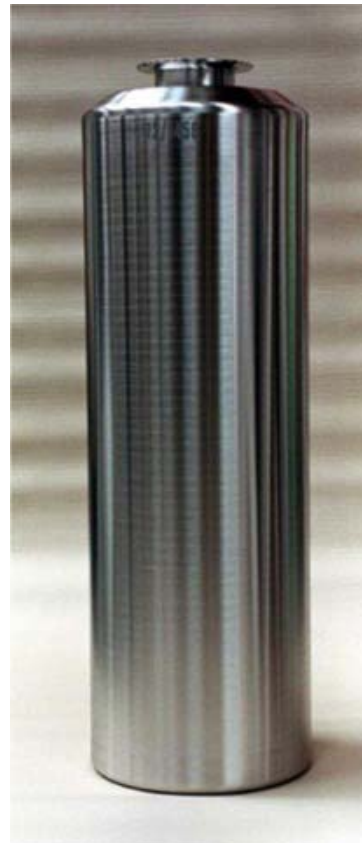


Figure A.1.5 : Conteneur standard de déchets vitrifiés (CSD-V)

**Atelier de vitrification R7/T7
COGEMA à La Hague**

La radioactivité intense des colis¹ CSD-V se traduit par l'émission d'une puissance thermique d'environ un à deux kilowatts par colis au moment où ils sont produits. Elle diminue avec le temps et n'est plus que de 100 à 200 watts au bout d'une centaine d'années.

La technique française de vitrification des déchets de haute activité est à ce jour la référence mondiale. Pour 850 tonnes de combustible, on obtient environ 500 colis vitrifiés ;

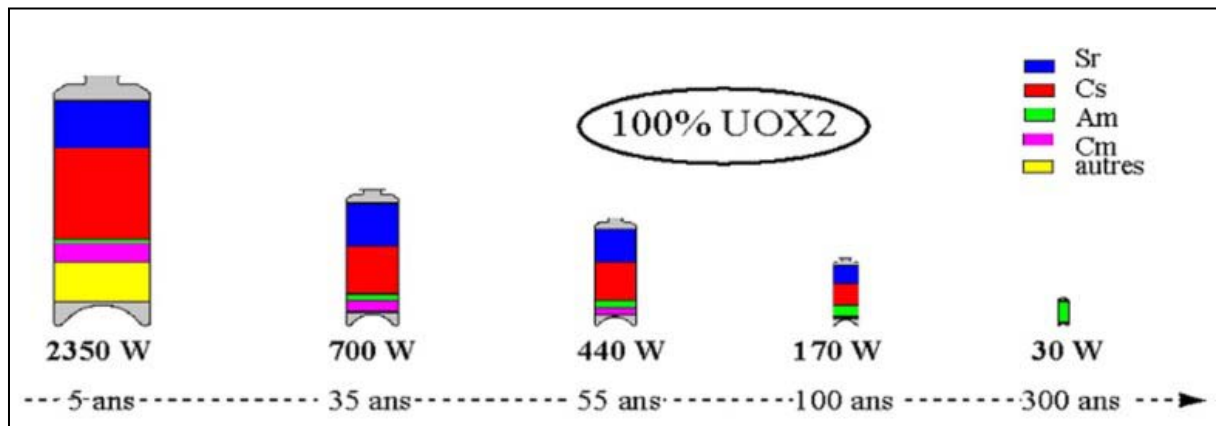


Figure A.1.6 : Evolution en fonction du temps du dégagement thermique du colis de déchets vitrifiés issus d'un combustible usé UOX2.

Colis Standards de Déchets Compactés (CSD-C)

Les « coques et embouts » proviennent du cisailage des assemblages de combustibles usés. Les coques sont des fragments de gaines en alliage dit Zircaloy (sauf dans le cas de la filière des réacteurs à neutrons rapides où elles sont en inox). Elles subissent la phase de dissolution à l'acide nitrique et des rinçages pour éliminer les résidus de combustible irradié. Les embouts et autres éléments de structure (grilles, ressorts) sont en acier inoxydable ou en alliage de nickel (inconel).

On pré-conditionne les « coques et embouts » en étuis de compactage de 80 litres environ et on les sèche par injection d'azote chaud. Puis les étuis sont compactés sous presse. Il en sort des galettes que l'on empile et bloque à l'aide de ressorts dans un conteneur (CSD-C, le C signifiant « compactés », spécification 300 AQ 55) de géométrie similaire à celle des conteneurs de verres (CSD-V). Chaque CSD-C occupe un volume de 183 litres. Cette technique permet de réduire d'un facteur 4 environ le volume ultime par rapport au procédé de cimentation utilisé précédemment.

Ces déchets contiennent en moyenne 0,4% de l'activité alpha et 2,3% de l'activité bêta des déchets conditionnés lors du traitement des combustibles usés. En outre, des mesures radiologiques fournies par la chaîne de caractérisation en ligne assurent une traçabilité fine.

Les CSD-C contiennent des déchets de moyenne activité à vie longue. L'Atelier de Compactage des Coques à La Hague (ACC) mis en service en mai 2002 les compacte, avec d'autres déchets technologiques, sous forte pression. Pour 850 tonnes de combustible, on obtient de l'ordre de 850 colis CSD-C qui contiennent moins de 1 % de l'activité initiale.

Les colis cimentés

Certains déchets technologiques issus du procédé de traitement sont de moyenne activité à vie longue et ne sont pas compactables. Ils représentent seulement 0.1% environ de l'activité initiale des produits

¹ Colis de déchets : conteneur non récupérable rempli de déchets radioactifs conditionnés. On considère ici le colis primaire, 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 entreposable et/ou un colis stockable. Le colis primaire peut le cas échéant être encapsulé dans un complément de colisage pour le transformer en colis entreposable et/ou stockable.

non valorisables. La technique standard consiste à les placer dans des colis où ils sont bloqués par une matrice de ciment (voir figure au Chapitre 4).

Les colis bitume



**Figure A.1.7 : Fût inox
pour boues bitumées**

Ces colis ne sont plus produits en ligne dans les usines de traitement. Les effluents sont actuellement dirigés vers la vitrification pour réduire les volumes. Toutefois, ce mode de conditionnement constitue la référence pour la reprise des boues "anciennes" entreposées à La Hague.

Le traitement des effluents liquides à Marcoule (atelier STEL) et à La Hague (atelier STE3 ; spécification de production 300 AQ 27) consiste à précipiter sous forme de boues les sels radioactifs qu'ils contiennent, à mêler intimement celles-ci à une matrice bitume, et à couler le tout dans des fûts en acier de 220 l environ (figure A.1.7).

La proportion d'incorporation est d'environ 40 à 50% de boues en masse contenant 2% d'eau résiduelle.

La STEL qui a produit de l'ordre de 60 000 fûts depuis 1966, traite aujourd'hui principalement des effluents de rinçage des installations qui sont en cours de mise à l'arrêt définitif.

L'installation STE3 de traitement des effluents a produit depuis 1989 10 000 fûts environ ; en effet, la majeure partie des effluents du site de La Hague est désormais concentrée et vitrifiée, ce qui réduit considérablement la quantité de fûts de bitume à produire. Il est prévu que l'atelier STE3 conditionne les boues historiques STE2 et traite les effluents provenant de la mise à l'arrêt définitif de l'usine UP2-400.

Le flux de sortie des déchets HAVL des usines de conditionnement est de l'ordre de 650 m³ par an pour la production française. Parmi eux, les déchets de haute activité représentent moins de 100 m³ par an.

A.1.5.2 - Les déchets non-conditionnés (déchets historiques)

Pour les déchets non conditionnés, le producteur avait parfois défini dès l'origine une stratégie de référence pour le conditionnement. C'était le cas des produits de fission conservés sous forme liquide. Ils ont été entreposés, pour certains pendant plusieurs décennies, en attente de mise au point de la vitrification. Puis ils ont été vitrifiés selon les techniques de la décennie 90. A ce jour, la totalité des produits de fission a été vitrifiée, y compris les stocks « anciens » d'avant 1990, à l'exception de 140 m³ dits « UMo » pour uranium-molybdène et dont la spécificité exige la mise en œuvre d'une nouvelle technologie de vitrification.

Toutefois, dans une majorité de cas, l'attente en entreposage n'était pas assortie d'une stratégie arrêtée dès l'origine. Il s'agit de déchets bruts de diverses natures : éléments de structure des anciens assemblages combustibles, filtres, résines, "boues" issues du traitement d'effluents, déchets technologiques. Dans de nombreux cas, quand la reprise n'a pas déjà débuté, l'industriel responsable de leur gestion a pu définir, grâce à une R&D importante, des conditionnements de référence et il a lancé ou programmé les opérations pour reprendre et conditionner ces déchets.

A.1.5.3 - Principaux entrepôts industriels de déchets radioactifs

Les entrepôts de déchets conditionnés des sites de COGEMA sont dans leur grande majorité des installations récentes, performantes dont la durabilité est acquise pour une centaine d'année voire plus.

Dans l'usine de La Hague, les principaux entrepôts sont des piscines de combustibles usés, des entrepôts en puits de déchets vitrifiés, des entrepôts de fûts de bitumes empilés et des entrepôts de déchets technologiques et de coques et embouts cimentés ou compactés. Il faut y ajouter les déchets anciens non conditionnés, antérieurs à la génération actuelle d'usines, que sont notamment des boues de traitement que l'exploitant envisage d'enrober dans le bitume, et des coques et embouts et déchets technologiques, entreposés en silos et piscine, qui doivent être traités dans l'atelier de compactage.

A Marcoule de nombreux fûts de bitume sont entreposés dans des casemates et des déchets divers sont dans des fosses. Ces colis, après reprise et conditionnement ou surconteneurage, doivent être progressivement transférés dans un entrepôt neuf (EIP) dont deux modules sur dix sont construits. Des déchets vitrifiés en puits et quelques combustibles en piscine sont également présents sur ce site. La construction d'un entreposage à sec en puits de divers combustibles est programmée.

D'autres entrepôts de déchets, majoritairement de moyenne activité, sont localisés dans les centres du CEA, notamment à Saclay et Cadarache.

A.1.6 - Ordre de grandeur des stocks et des flux

En amont de la recherche, une estimation des ordres de grandeur impliqués est suffisante 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 traitement 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 (traitement 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) 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 exploités 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 :

- 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 TWh.
- La durée de vie prévisionnelle des tranches est de 40 ans pour toutes les tranches, selon les perspectives actuelles,
- 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,
- Les hypothèses formulées ci-dessus 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 traitement de 850 t/an de combustible UOX correspondant à la politique de traitement en vigueur fondée sur l'égalité des flux de plutonium séparé et recyclé ;
 - 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 utilisé retraité ou stocké en l'état, caractéristiques thermiques...

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).

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.

Jeu de données S1a	Scénario supposant le traitement 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 traitement 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 traitement 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

A partir de ce travail, et en considérant des marges de dimensionnement, l'Andra a élaboré un modèle d'inventaire qui a été affiné en 2002 avec 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. 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 pourrait 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
<i>(1) : sans prise en compte d'un complément de colisage éventuel pour le stockage</i>				

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 issu du traitement 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.

A.1.7 - 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 3 catégories de déchets considérés : combustibles usés, déchets C vitrifiés et déchets B, pour le jeu de données S1c correspondant à la poursuite de la gestion actuelle.

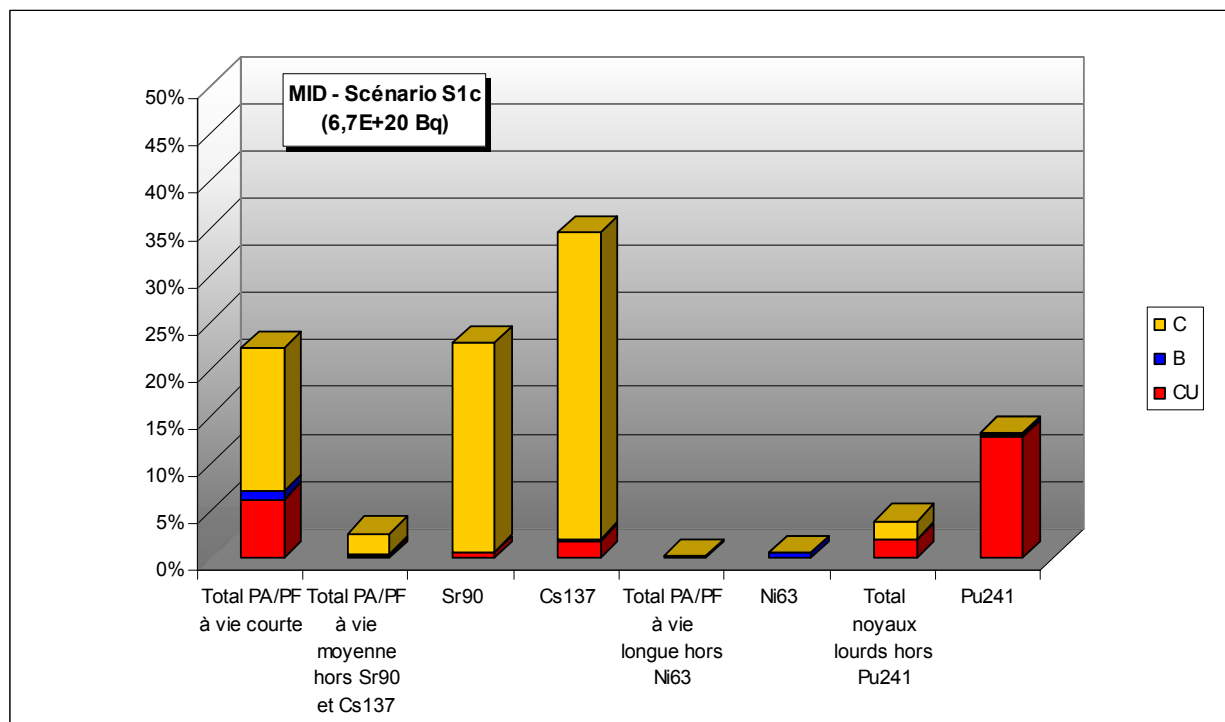


Figure A.1.8 : Répartition des radionucléides dans les 3 catégories de déchets : B, à moyenne activité et à vie longue, C, à haute activité et à vie longue et C.U., combustibles usés

Les proportions de chaque groupe de radionucléides ou d'un radionucléide particulier dans les déchets C, B et 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 ⁹⁰ Sr et ¹³⁷ Cs	0,2%	2,1%	0,3%	2,6%
⁹⁰ Sr	0,1%	22,1%	0,6%	22,8%
¹³⁷ Cs	0,1%	32,5%	1,9%	34,5%
Total PA/PF à vie longue hors ⁶³ Ni	0,0%	0,1%	0,0%	0,1%
⁶³ Ni	0,6%	0,0%	0,0%	0,6%
Total noyaux lourds hors ²⁴¹ Pu	0,0%	2,0%	2,0%	4,0%
²⁴¹ Pu	0,3%	0,0%	12,9%	13,2%
Total	2,1%	73,9%	24,0%	100,0%

Tableau A.1.2

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.

INVENTAIRE PFVL ET PAVL - COMBUSTIBLE UOX - 45 GW j/t				
RADIONUCLEIDES	PERIODE (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 A.1.3 : Principales caractéristiques des produits de fission et d'activation à vie longue

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 faible 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. L'inventaire en plutonium dans les combustibles usés, MOX en particulier, permet de préserver une option de ressource énergétique et d'envisager, à terme, une valorisation plus complète de l'uranium originel.
- 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 gérer en parallèle le traitement des assemblages UOX et le recyclage du plutonium sous la forme de combustibles MOX en adéquation des flux de matière.

Il est à noter aussi qu'une fraction de l'uranium de retraitement est ré enrichie et recyclée sous forme de combustible URE. 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 est forcément associé à la production de déchets qu'il convient de gérer en toute sûreté 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 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.2.2.2 - 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'Evaluation (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 plaidant 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 », 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.

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

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.

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

A.3.1 - Introduction

L'IRSN réalise une expertise technique indépendante au service des pouvoirs publics concernant la sûreté de la gestion des déchets radioactifs de haute activité et à vie longue.

Il effectue des travaux de recherches notamment pour ce qui concerne le stockage géologique de ces déchets afin de créer et de maintenir une capacité d'expertise indispensable au rôle technique qu'il doit jouer au sein du système de gestion des déchets en France, ainsi que pour contribuer au processus d'information et de transparence vis-à-vis de la demande sociétale. Cette expertise technique est en outre indispensable aux instructions de dossiers dont il a la charge. De ce point de vue, les travaux de recherches conduits par l'IRSN ne relèvent pas de la coordination d'ensemble des recherches menées sous l'égide de la loi de 1991, mais ils contribuent néanmoins à apprécier, dans sa globalité, la faisabilité des options de stockage étudiées.

La capacité d'expertise de l'IRSN en matière de sûreté des stockages géologiques s'appuie sur des compétences qui couvrent l'ensemble du champ technique posé par cette problématique, comprenant des spécialistes scientifiques (environnement, sciences de la terre, sciences de l'ingénieur...) et des généralistes ayant l'expérience de l'analyse de sûreté. Ces compétences sont maintenues et développées grâce à des travaux de nature variée.

L'IRSN développe ses propres programmes de recherche, de manière indépendante, ainsi que le nécessite le rôle d'expert qu'assure l'Institut. Cette recherche est orientée évidemment en fonction des besoins de l'expertise, mais oriente en même temps l'expertise. 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. Ils sont centrés sur la compréhension des risques de transfert de substances radioactives à travers les barrières composant le stockage, notamment le milieu géologique hôte, en s'appuyant, aussi bien sur l'expérimentation in situ (dans le tunnel de Tournemire) et en laboratoire, que sur la modélisation. L'IRSN a signé en 2000 une convention avec l'Andra l'autorisant à mener son propre programme expérimental dans le Laboratoire de Recherche Souterrain de Meuse/Haute-Marne, la coordination de la logistique de ces activités avec celles de l'Andra étant assurée par un comité technique mixte. Durant ces dernières années, les travaux de recherches de l'IRSN se sont principalement focalisés sur l'étude des milieux argileux en tant que milieu d'accueil possible d'un stockage géologique. Ils ont en particulier concerné :

- la caractérisation géologique du site de l'Est et la détermination du rôle des fractures dans la circulation des eaux en milieux argileux,
- l'identification des schémas d'écoulement possibles à l'échelle du site de l'Est, nécessitant la réalisation de modélisations hydrogéologiques et la compréhension des circulations d'eau passées et actuelles à plus grande échelle, celle du bassin Parisien,
- les perturbations d'origine thermique, hydrique et mécanique induites par la réalisation des ouvrages de stockages de déchets, en particulier lors du creusement des galeries,
- l'importance des modifications minéralogiques et chimiques des argiles en champ proche, provoquées par les interactions à moyen et long terme des composants des ouvrages de stockage.

Outre les contrats européens ou ceux canalisés à travers l'AEN/OCDE, les programmes de recherche IRSN font l'objet de collaborations bilatérales, en France (BRGM, CEA, CGG, COREIS, CREGU, CRPG, ENSMP, Ecole Polytechnique, ENSPC, ENTPE ENSG, GEOTER, IFP, IPGP, SIMECSOL, Universités Paris-Sud Orsay, Montpellier II, Joseph Fourier de Grenoble, Paris VI, Paris VII,...) et en Europe (SCK.CEN, Université de Berne, Université de Heidelberg, GRS, NAGRA, ENRESA...).

L'IRSN participe à des exercices méthodologiques et d'évaluation des risques, depuis maintenant plus de 20 ans. Ces exercices, en particulier communautaires (PAGIS, PACOMA, EVEREST, SPA et BENIPA), ont permis de développer des compétences dans le domaine de l'analyse d'impact d'un stockage. Le travail accompli a 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.

L'IRSN participe à de nombreux groupes de travail dédiés à l'élaboration « d'une doctrine » sur la sûreté des stockages. Il contribue à diverses 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 et ceux de groupes de travail bilatéraux (échanges franco-allemands et franco-belges). L'ensemble de ces travaux permet à l'IRSN d'apporter une capacité de réflexion pour l'élaboration d'un cadre réglementaire dans deux directions complémentaires :

- La formalisation d'exigences techniques susceptibles de guider l'élaboration d'une réglementation sur un éventuel stockage géologique. Cette mission implique de clarifier l'approche de sûreté d'un stockage souterrain, en précisant en particulier la nature et le contenu des documents à produire à chacune des étapes importantes, et en soulignant les éléments techniques qui en constituent les points clés. Des collaborations (notamment dans le cadre de la CIPR) permettent aussi de poursuivre une réflexion sur les objectifs de radioprotection applicables à l'évaluation de sûreté d'un stockage, 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.
- La prise en compte du débat public dans la définition des options de gestion des déchets. Afin d'explorer et de mieux comprendre les enjeux et les contraintes imposés par débat, l'IRSN participe au projet RISCOM-II. Celui-ci 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.

L'IRSN 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. A cet égard l'IRSN a aujourd'hui évalué l'essentiel des travaux réalisés par l'Andra dans le cadre de la Loi et contribué à mettre en lumière les principales questions à résoudre en matière de faisabilité et de sûreté des stockages géologiques. Pour réaliser ce travail d'analyse, l'IRSN s'appuie sur les compétences spécifiques que requiert la connaissance des stockages, ainsi que décrites précédemment, mais fait également appel à l'expérience qu'il possède en matière d'évaluation des risques à prendre en compte dans les évaluations de sûreté des installations nucléaires « classiques » (criticité, incendie, confinement, risque sismique ...).

A.3.2 - Caractérisation structurale et rôle de fractures

La caractérisation géologique d'un site est une des étapes principales de l'évaluation de son potentiel d'accueil d'un stockage en profondeur de déchets radioactifs. Ce référentiel doit viser à identifier et le cas échéant, à caractériser les éventuels courts-circuits entre la roche hôte potentielle et les aquifères encaissants qui peuvent constituer des exutoires pour les radioéléments éventuellement relâchés. Les structures tectoniques, telles que failles et fractures, peuvent constituer ces courts-circuits. L'Andra a présenté l'état de référence initial du site de Bure dans un référentiel géologique qui a été évalué par l'IRSN en novembre 2002.

Depuis 1995, l'IRSN a mené dans la région de Bure, des études dans l'objectif d'évaluer le modèle structural proposé par l'Andra : ré-interprétation des données de géophysique sismique 2D, analyse morpho-structurale à partir des modèles numériques de terrain (MNT), analyse microtectonique des fractures, analyse des déformations des macles de la calcite. Ces études ont conduit à la révision du modèle structural proposé par l'Andra, notamment pour ce qui concerne l'existence éventuelle de fractures secondaires hectométriques et ont confirmé la nécessité de développer des méthodes spécifiques de cartographie et de caractérisation de la fracturation en milieu argileux.

L'IRSN a abordé l'étude des discontinuités naturelles en milieux argileux dans la Station expérimentale de Tournemire (Aveyron), dans le but de tester les méthodes permettant d'identifier et de caractériser ces discontinuités et d'évaluer leur rôle sur les circulations de fluides. Une approche multidisciplinaire a été réalisée (géologie structurale, géophysique, hydrogéologie, hydrogéochemie). Pour réaliser ces études, des méthodes originales ont été mises en œuvre notamment pour ce qui concerne les techniques de forages, l'instrumentation, les prélèvements et les analyses d'échantillons.

Pour ce qui concerne la reconnaissance structurale des milieux argileux, l'identification par des méthodes géophysiques classiques (sismique 2D) des fractures secondaires à faible rejet vertical est difficile. Etant donné qu'il existe une incertitude sur la présence de telles structures dans le site de l'Est et que des fractures du même type d'extension latérale kilométrique et de rejet vertical métrique ont été identifiées dans le tunnel de Tournemire, l'IRSN a réalisé, en 2001-2002, une campagne de sismique 3D haute-résolution afin d'évaluer la validité de cette méthode pour identifier ces structures. Il s'agit d'une expérience originale du fait de la forte densité de capteurs installés (5568 capteurs sur une surface de 0,5 km²) et de la fréquence des sources sismiques utilisés (14Hz à 140 Hz). Dans l'état actuel des techniques d'acquisition et de traitement, cette expérience a montré que des failles de faible rejet vertical peuvent être détectées dans les couches calcaires profondes (plusieurs centaines de mètres de profondeur). En revanche, dans les formations argileuses, les failles de faible décalage vertical ne peuvent pas être clairement détectées. A Tournemire, pour cartographier ces structures tectoniques, il a été nécessaire de s'appuyer sur d'autres méthodes comme l'analyse morpho-structurale de surface (axes topographiques orientées parallèlement aux fractures). Ces résultats montrent néanmoins que cette méthode géophysique constitue un progrès significatif dans l'objectif d'identifier et cartographier les structures dans des formations argilo-carbonatées à des profondeurs équivalentes à celles d'une éventuelle installation de stockage (200-600m).

Par ailleurs, des forages ont été réalisés dans les argilites à partir du tunnel et des galeries transverses, pour compléter la reconnaissance tridimensionnelle de ces fractures et les caractériser, notamment pour ce qui concerne leur rôle hydraulique, l'estimation des temps de transferts des fluides et l'analyse des interactions eau/roche. Ces études ont montré que ces fractures ont contrôlé les transferts de fluides au travers de la couche argileuse, au cours des temps géologiques. A cet égard, des cavités ou zones d'ouverture avec cristallisation de calcite traduisent une circulation ancienne de fluides et des venues d'eau (en galerie ou interceptées à l'aide de forage) indiquent une circulation récente dans ces fractures.

L'étude du rôle hydraulique de ces fractures est actuellement conduite au moyen de tests hydrauliques en forages, au travers de fissures simples et de zones de failles. Dans les zones où les fractures sont colmatées, la perméabilité est très faible, équivalente à celle de la matrice argileuse (10^{-13} à 10^{-15} m/s). En revanche, les fractures qui présentent des cavités ou des géodes de calcite, ont une transmissivité plus forte (10^{-10} m²/s). Le comportement hydraulique des fractures, ouvertes (perméables) ou fermées (imperméables), dépend aussi de leur orientation par rapport aux contraintes majeures. Les fractures orientées parallèlement à la contrainte majeure sont préférentiellement ouvertes.

La réalisation des programmes de recherche dans la station expérimentale de Tournemire a donné lieu à des adaptations technologiques, en particulier dans les techniques de forages. Depuis 1994, tous les forages sont réalisés à l'air sec ou gaz nobles (avec un système de dépoussiérage) afin de minimiser la perturbation de la roche et d'identifier la présence d'eau. Ce type de méthode a permis d'atteindre 300 m en sub-horizontale.

A.3.3 - Circulations d'eau dans le bassin parisien et modélisation hydrogéologique du site de l'Est

Les études et travaux menés à l'IRSN sont centrés sur la compréhension des transferts d'eau et de substances radioactives dans les formations sédimentaires de l'Est du Bassin de Paris. Il s'agit notamment d'identifier les différents modes et voies de transfert potentiels, en liant études et modélisations hydrogéologiques et géochimiques, afin de proposer des hypothèses sur les circulations passées, présentes et futures de fluides, tant au niveau du massif argileux que de ses encaissants, et ce à différentes échelles.

Dans le cadre de la convention précitée passée avec l'Andra, l'institut effectue l'analyse d'échantillons d'argilite et d'eau prélevés au cours du fonçage des puits d'accès et auxiliaire, et des forages environnants. L'objectif de ces analyses est de préciser, à l'échelle locale, les compositions chimique et isotopique des eaux, afin d'estimer leur temps de résidence dans les couches géologiques profondes ainsi que les modes de transport des espèces dissoutes. Une étape plus importante est envisagée par la suite. Elle consistera à réaliser un programme de recherche sur le milieu argileux du Callovo-Oxfordien, dans une galerie du laboratoire souterrain, exclusivement dédiée aux travaux de l'IRSN. L'objectif de ce programme est de confirmer d'une part que les méthodes d'analyses mises en œuvre dans la station expérimentale de Tournemire s'appliquent bien à l'argilite du site de Bure, d'autre part, d'identifier les paramètres pertinents pour la compréhension des processus de transfert de fluides dans la couche argileuse en tenant compte de l'impact des travaux de creusement.

L'expertise d'un site potentiel de stockage situé dans le Bassin de Paris requiert également une meilleure connaissance des circulations d'eau dans les formations géologiques à l'échelle régionale. L'IRSN a participé, de 1999 à 2002, avec d'autres organismes publics (INSU, Andra, Gaz de France) au Programme National de Recherches Hydrologiques (PNRH) 99/35 du CNRS. L'objectif de ce programme était de comprendre les circulations actuelles et passées en reconstituant l'évolution thermo-hydro-mécanique du Bassin de Paris au cours de son histoire géologique. Une première évaluation des mécanismes de transfert responsables des caractéristiques hydrauliques actuelles de la couche hôte potentielle et des formations encaissantes aquifères a été faite à l'échelle du Bassin de Paris (thèse de J. Gonçalves, 2002).

Ce programme est poursuivi afin d'évaluer et de quantifier l'impact des variations climatiques et des modifications d'origine anthropique, passées et futures, sur ces circulations. Ces travaux font notamment l'objet d'une thèse dans le cadre du programme "ECCO" du CNRS, avec cofinancement de l'Andra, Gaz de France et IRSN.

Dans le cadre de sa mission d'expertise, l'IRSN constitue depuis 1998 une base de données géologiques, hydrogéologiques et hydrogéochimiques sur le Bassin de Paris (BPDATA), alimentée régulièrement par des données nouvelles issues de sources disponibles dans le domaine public (forages pétroliers ou de gaz, puits géothermiques et d'alimentation en eau potable, sources, forages de reconnaissance de l'Andra, thèses et synthèses diverses). Cette base de données est utilisée pour la compréhension et la reconstitution des écoulements du Bassin de Paris ainsi que pour les modélisations des écoulements d'eau dans le site de l'Est.

Depuis plusieurs années l'IRSN développe et affine, en collaboration avec l'Ecole Nationale Supérieure des Mines de Paris (ENSMP- Centre d'informatique Géologique de Fontainebleau,) un modèle utilisant le code hydrogéologique NEWSAM. Ce modèle numérique représente les ensembles sédimentaires majeurs (aquifères et aquitards) du Bassin de Paris ainsi que les données géologiques, structurales et hydrogéologiques disponibles. Il a pour but de reconstituer les différents schémas possibles d'écoulement de l'Est du Bassin de Paris. Pour interpréter au mieux tant les mesures de charge hydraulique que celles des éléments transportés par l'eau, l'IRSN complète actuellement ses modélisations par la prise en compte des données géochimiques disponibles dans la base BPDATA. Un premier ajustement des paramètres hydrogéologiques du modèle à l'échelle du bassin a été réalisé à partir des salinités connues pour les aquifères profonds et en supposant l'existence d'un régime

d'écoulement permanent. Ce premier essai indique que les circulations de fluides pourraient être influencées par des discontinuités structurales, notamment dans les formations de l'Est du bassin. La prise en compte des effets densitaires et osmotiques sur les écoulements actuels et passés, les corrélations éventuelles entre éléments chimiques et leurs rapports permettront de faire évoluer ce modèle.

Par ailleurs, un modèle centré sur le site Andra et tirant ses conditions limites du précédent, permet d'évaluer la perturbation hydraulique occasionnée par le creusement des puits du laboratoire.

Enfin, des modules numériques ont récemment été développés afin d'assurer un transfert de l'ensemble des caractéristiques du modèle NEWSAM vers le logiciel MELODIE. Ce jeu d'outils de calcul permet d'évaluer l'incidence des ouvrages d'un éventuel stockage sur les écoulements souterrains et le transport éventuel de radionucléides vers les aquifères.

A.3.4 - Incidence de la réalisation des ouvrages de stockage

Les études du comportement mécanique des ouvrages d'une éventuelle installation souterraine de stockage ont pour objet d'évaluer leur stabilité et de déterminer les effets à moyen et long terme engendrés par la construction, l'exploitation et la phase de surveillance sur les performances de confinement de la formation hôte. Plus précisément, trois groupes d'études correspondant à trois types de perturbations peuvent être distingués :

- perturbations induites par le creusement des ouvrages,
- perturbations induites par la ventilation naturelle ou forcée des ouvrages pendant la phase d'exploitation,
- perturbations induites par le dégagement thermique engendré par les déchets exothermiques.

Ces perturbations d'origines mécanique, hydrique et thermique seront étroitement couplées et s'influenceront mutuellement dans les conditions de stockage. La complexité de ces couplages ont conduit l'IRSN à aborder dans un premier temps ces problématiques de manière déconnectée.

Perturbations induites par le creusement

Du point de vue mécanique, un massif rocheux est initialement comprimé sous l'action des contraintes naturelles. Le creusement d'un ouvrage provoque une modification progressive de l'état de contrainte initial qui conduit à l'apparition d'une zone perturbée autour de l'ouvrage (EDZ : Excavation Disturbed Zone). Cette zone perturbée peut modifier significativement les propriétés hydrauliques intrinsèques du massif (perméabilité, porosité...), ainsi que le sens des écoulements et nécessite d'être prise en compte dans les évaluations de la sûreté à long terme d'un éventuel stockage. Depuis plusieurs années, des programmes de recherche menés dans le site expérimental de Tournemire sont dédiés à l'étude de l'évolution des zones perturbées autour des ouvrages. En 1996, deux galeries, ont été creusées perpendiculairement à l'ancien tunnel principal. Une cartographie des zones en rupture autour du tunnel principal a été établie par observation directe. L'analyse des premiers mètres de carottes extraites des nombreux forages réalisés à partir du tunnel principal a également été effectuée. L'ensemble de ces observations donne une extension maximale de l'EDZ d'environ 2 m autour du tunnel principal qui a une section en fer à cheval de 5,70 m de haut et de 4,60 m de large à sa base.

En 2003, L'IRSN a réalisé deux nouvelles galeries de 40 m de long avec une section semi-circulaire de 5 m de diamètre afin d'étudier les perturbations hydromécaniques induites par le creusement. Le creusement a été réalisé par une machine à attaque ponctuelle. Une instrumentation enveloppant la galerie a été mise en œuvre avant son creusement. Cette instrumentation réalisée à partir de forages instrumentés de capteurs de pression, de déplacement et d'accéléromètres permet de suivre l'évolution de la réponse du massif pendant et après le creusement de la nouvelle galerie. L'ensemble de ces

mesures est actuellement en cours d'acquisition. Une première analyse des résultats montre que les données sont cohérentes et que les déformations du massif ainsi que la pression de l'eau interstitielle sont bien marquées par le début du creusement. Un important travail d'interprétation de cette expérimentation est prévu pour les trois années à venir.

Perturbations induites par la ventilation

Dans le cadre du projet international du Mont-Terri, l'IRSN participe à l'essai de ventilation en galerie. L'objectif de cette expérimentation est d'évaluer les modifications des propriétés hydrauliques et mécaniques de l'argile à Opalinus sous atmosphère contrôlée. L'expérience consiste à suivre la progression du front de désaturation dans le massif rocheux autour d'un micro-tunnel. L'instrumentation mise en place dans la roche permet de mesurer les déformations et les déplacements du massif ainsi que l'évolution de la pression interstitielle et de la teneur en eau de l'argilite. Un bilan hydrique est réalisé en continu et a permis une première interprétation de la phase de désaturation avec :

- une analyse macroscopique des bilans hydriques, en regard de l'évolution de la saturation en eau de l'argilite, afin de remonter aux paramètres hydrauliques de la formation à grande échelle,
- une modélisation hydromécanique en condition saturée afin de caler le comportement rhéologique de l'argile à l'échelle du massif soumis à une sollicitation hydrique.

Perturbations thermiques

Depuis 1995, L'IRSN participe au projet international DECOVALEX (Développement 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 avec une barrière ouvragée en bentonite. Dans le cadre de ce projet, l'IRSN, en collaboration avec l'Ecole des Mines de Paris, a développé des codes de calculs THM qui ont été qualifiés par des expériences de chauffage dans différents sites : Fanay-Augères (France), Sellafield (U.K.), Grimsel (Suisse). Ces codes de calculs ont été aussi utilisés pour la participation au programme européen BENCHPAR du 5^{ème} PCRD. Il s'agit d'une étude de l'évaluation de l'importance des processus de couplage THM en champ proche et leur effet sur la sûreté d'un éventuel stockage. Cette évaluation est menée sur une configuration générique de stockage en milieu granitique intégrant tous les composants d'un concept (le sur-conteneur, la barrière ouvragée composée de bentonite, le matériau de remblayage dans la galerie et enfin la roche hôte). Les résultats de cette étude montrent que la température est peu affectée par les couplages. En revanche, l'incidence des couplages sur la mécanique est importante ; ceci est attribué au rôle majeur joué par l'eau à travers les effets de gonflement ou inversement de retrait de la bentonite selon la variation de son degré de saturation.

La méthodologie d'étude et les développements d'outils numériques seront utilisés en partie pour le développement d'un programme de recherche sur les effets d'une sollicitation thermique sur un milieu argileux, notamment pour la conception d'un essai in situ permettant d'étudier les processus couplés THM-C (Chimiques).

Problématique du scellement

Il est particulièrement important d'être en mesure de sceller efficacement les ouvrages d'une éventuelle installation de stockage, afin d'éviter que ceux ci ne constituent des courts-circuits entre les zones de stockage et les aquifères. Une solution possible et proposée par l'Andra consiste en la réalisation d'ouvrages localisés appelés « ouvrage de serrement », qui se distinguent du remblai courant par de hautes performances hydrauliques. Les analyses préliminaires de sûreté ont fait ressortir les éléments de défaillance possible des systèmes de scellement :

- l'efficacité hydraulique de l'interface entre les composants du scellement et les ouvrages,

- l'existence d'une zone fissurée et/ou endommagée (EDZ) autour des ouvrages souterrains d'un stockage pouvant constituer une voie de transfert privilégiée court-circuitant la barrière géologique nonobstant les ouvrages de scellement des galeries et des puits.

Les recherches à conduire dans ce domaine concerne l'évaluation des performances des dispositifs visant à supprimer l'EDZ (clé d'ancrage), d'une part, et la compréhension phénoménologique du comportement hydromécanique du système global scellement, EDZ et massif non perturbé, d'autre part.

A.3.5 - Evolution chimique du milieu et de ses propriétés

Le choix des matériaux constitutifs des barrières ouvragées, ainsi que la nature des colis (et compléments de colisage) dépendront notamment des résultats des études visant à évaluer les perturbations chimiques que ces composants du stockage peuvent occasionner. Les caractéristiques des barrières artificielles devront donc être justifiées sur la base de leur contribution à la limitation des flux de substances radioactives et toxiques relâchées. Il doit notamment être établi que les avantages procurés sont supérieurs aux possibles effets négatifs liés à l'introduction des composants artificiels dans le milieu géologique.

Afin de répondre à cette interrogation, l'IRSN développe depuis 3 ans des études expérimentales et de modélisation relatives aux interactions chimiques entre la formation hôte et certains produits qu'il est envisagé d'introduire en grande quantité dans le stockage. A cet égard, l'IRSN s'est focalisé sur les interactions résultant de l'utilisation de matériaux chimiquement très différents des argiles (fer, béton). Il s'agit d'évaluer dans quelle mesure les propriétés favorables de confinement de la roche hôte, notamment en champ proche, sont modifiées par ces interactions. Ces études portent sur l'évaluation des modifications possibles des propriétés de rétention et d'insolubilisation des radionucléides en champ proche.

Les expérimentations ont été conduites sur l'argilite de Tournemire de caractéristiques voisines de celle de Bure, en collaboration avec le CEA (DEN/SAMRA) pour ce qui concerne les interactions fer-argiles et au sein de l'IRSN pour ce qui concerne les interactions béton-argiles. La démarche expérimentale, identique pour les deux types d'interaction, repose sur des études en batch et en cellule de diffusion menées pour différentes températures (25 à 150°C) et durées (1 à 12 mois). Les analyses conduites sur les solutions et les solides (analyses chimiques, diffraction de rayons X, spectroscopie infrarouge, microscopie) ont permis de mettre en évidence des processus réactionnels (dissolution/précipitation de phases minérales).

Sur la base des résultats obtenus, complétés par une revue bibliographique, des simulations de ces interactions ont été menées en collaboration avec l'Ecole Nationale Supérieure des Mines de Paris au moyen du code couplé chimie-transport HYTEC pour des échelles de temps non accessibles par expérimentation. Le développement de ce code se fait, au sein du Pôle Géochimie-Transport, associant Armines, EDF, le CEA et l'IRSN. Différentes situations ont été prises en compte, représentatives d'une part, de l'évolution normale du stockage (régime de transport diffusif), et d'autre part, d'une évolution dite « altérée » de court-circuit de la barrière géologique (régime convectif). Ces calculs indiquent que des transformations minéralogiques notables peuvent être attendues en présence de fer, mais qu'elles ne concernent que quelques centimètres d'épaisseur d'argile alors que dans le cas d'une perturbation alcaline, l'extension des transformations est plus importante et peut concerner une zone de l'ordre du mètre selon les configurations étudiées. Le rôle tampon de l'argile lié aux transformations minéralogiques n'est que partiel et n'empêche pas un panache alcalin moins agressif de se propager sur des distances plus importantes (dizaine de mètres). Des simulations du comportement de radionucléides (Cs, Ra, U, Np, Tc) dans un système composé d'argile et de béton ne laisse cependant pas apparaître d'évolutions significatives des propriétés de confinement de l'argile. Ce résultat ne peut toutefois pas être, à l'heure actuelle, généralisé à l'ensemble des radionucléides.

L'ensemble des investigations menées a montré la capacité des outils utilisés à décrire des interactions complexes et à faciliter l'identification des mécanismes qui contrôlent ces interactions chimiques. Cependant, le manque de données thermodynamiques et cinétiques, en particulier à haute température, associées aux phases minérales (minéraux argileux et certains constituants du ciment) et aux processus de sorption, constitue une limitation des évaluations qui peuvent aujourd'hui être effectuées. De plus, les évidences expérimentales ne sont à ce jour pas suffisantes pour réduire de façon significative les incertitudes sur les schémas réactionnels relatifs aux interactions fer-argile et béton-argile.

Le programme expérimental défini pour les prochaines années s'attachera à préciser ces mécanismes réactionnels. Les expérimentations en laboratoire seront poursuivies et complétées par des expériences de percolation (régime convectif), ainsi que par l'observation d'analogues naturels représentatifs de durées d'interactions allant de dizaines à centaines d'années. L'introduction de radionucléides dans les solutions alcalines est également envisagée. L'évolution du système fer-argile-béton sera simulée en intégrant l'ensemble des connaissances acquises. L'influence d'une venue d'eau oxydante couplée à un panache alcalin sera également évaluée. Outre les transformations minéralogiques des argiles, ces études contribueront à évaluer l'incidence des interactions chimiques en champ proche sur les vitesses de lixiviation des colis, ainsi que les vitesses de corrosion des métaux introduits et la génération de gaz issue de ce mécanisme.

A.3.6 - Les barrières ouvragées

Le projet BENIPA est consacré à l'étude et à la modélisation détaillée des comportements hydraulique, mécanique, thermique et géochimique d'une barrière ouvragée argileuse. 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 projet apporte également un éclairage sur la pertinence des fonctions de sûreté conférées aux barrières ouvragées au regard du confinement des radionucléides, pour différentes échelles de temps et différentes situations d'évolution du stockage.

Le projet BENIPA s'est déroulé du mois de septembre 2000 au mois d'août 2003 dans le cadre du 5^{ème} programme-cadre de recherche et développement de la commission européenne dédié à la Sûreté du Cycle du Combustible. Il a réuni des organismes de huit pays : ENRESA (Espagne), GRS (Allemagne), IRSN (France), NRG (Pays-Bas), SCK.CEN (Belgique), VTT (Finlande), ZAG (Slovénie) et NAGRA (Suisse).

Une première phase importante du projet a consisté dans le choix de concepts de stockage de référence pour les formations granitiques et argileuses. Dans le granite, ont été retenus les concepts en tunnel et puits basés respectivement sur les études de ENRESA et SKB. Pour les formations argileuses, les concepts sélectionnés (des tunnels dans les deux cas) sont ceux que NIRAS/ONDRAF et NAGRA proposent respectivement dans les argiles plastiques de Boom et les argiles raides à opalines. Sur la base de ces concepts, les différents partenaires ont effectué des simulations numériques des comportements thermique, chimique et hydraulique de la bentonite ainsi que du transport de radionucléides, ce pour plusieurs situations d'évolution du stockage. Les principaux enseignements de ces simulations sont les suivants :

- Concernant les évolutions géochimiques, les résultats obtenus confirment les tendances dégagées des études menées par ailleurs par l'IRSN concernant les interactions chimiques de composants du stockage avec le milieu hôte. Pour ce qui concerne l'évolution des propriétés chimiques de la bentonite en cas d'interactions avec la roche hôte (granite, argile plastique de Boom et argile à Opalines indurée), les modifications de K_d et limites de solubilité sont mineures. Ces modifications sont toutefois plus marquées en présence d'un composant à base de ciment : la propagation d'un panache alcalin induit des transformations minéralogiques importantes de la bentonite ainsi qu'une augmentation du pH et une modification de la composition de l'eau en champ proche. Néanmoins, l'effet de ces perturbations sur le transfert des radionucléides étudiés reste limité, les propriétés de rétention (sorption ou solubilité) demeurant favorables. La

généralisation des résultats obtenus reste cependant délicate et nécessite des compléments d'étude importants, du fait notamment du manque actuel de données thermodynamiques.

- Concernant les interactions thermo-hydro-mécaniques, la resaturation de la bentonite est essentiellement contrôlée par la capacité des milieux géologiques à fournir de l'eau. Les temps de resaturation calculés pour le granite et l'argile de Boom sont courts, de l'ordre de 3 à 7 ans. Ils sont plus longs (de l'ordre d'une à quelques centaines d'années) dans le cas de l'argile à Opalines. Les profils de température calculés montrent que celles-ci n'atteignent pas 100°C dans la bentonite, pour les concepts proposés dans les formations granitiques et l'argile de Boom. Elles atteignent en revanche 150°C dans le cas de l'argile à Opalines, du fait de l'état de désaturation de la bentonite et de la roche pendant le pic thermique. Les contraintes mécaniques liées au chargement thermique de la bentonite sont donc plus élevées dans ce cas que dans le cas du granite (39 MPa contre 11 MPa). Il est également constaté que la pression de gonflement des produits de corrosion induit des contraintes dans la bentonite de l'ordre de 10 à 14 MPa. Bien qu'il soit probable que l'ouvrage en bentonite absorbe une partie des contraintes exercées sur les parois rocheuses, les valeurs calculées ne permettent pas d'exclure que la roche hôte ne subisse un endommagement supplémentaire. Par ailleurs, étant donné les grandes incertitudes qui affectent les paramètres des simulations, il apparaît indispensable de mettre en œuvre des essais adaptés pour vérifier la validité des résultats obtenus.
- Concernant le transport des radionucléides, les approches retenues pour évaluer les capacités de confinement de la barrière ouvragée de bentonite diffèrent d'un partenaire à l'autre : ENRESA, NRG et VTT ont uniquement considéré l'environnement immédiat d'une alvéole de stockage pour une configuration hydraulique donnée (géométries 1D ou 2D axisymétriques) alors que NAGRA, SCK.CEN et l'IRSN ont privilégié des modèles 3D représentant une ou plusieurs alvéoles avec différents éléments complémentaires du stockage comme les bouchons de scellement, les galeries et les puits d'accès. Les calculs ont mis en évidence que les scellements des puits et des galeries jouent un rôle hydraulique important puisqu'ils permettent de rétablir un régime diffusif dominant dans le stockage, y compris lorsqu'une fracture conductrice intercepte une galerie. Dans ce cas, la présence de bentonite autour des colis n'apporte pas de valeur ajoutée au regard du confinement des radionucléides, le transfert d'activité étant alors contrôlé par la formation elle-même. En cas de défaut de scellement, un court-circuit du stockage s'établit par la zone endommagée dont la perméabilité contrôle le transfert des radionucléides. Dans ces situations de court-circuit hydraulique du stockage, les propriétés chimiques de la formation hôte et, dans une moindre mesure, de la barrière ouvragée de bentonite, sont des facteurs très importants d'atténuation des flux des éléments sorbés et peu solubles (^{137}Cs , ^{94}Nb ou ^{107}Pd par exemple).

A l'issue du projet, il apparaît que les mécanismes physico-chimiques simplifiés modélisés dans les codes de simulation du transport des radionucléides à l'échelle du stockage rendent compte de manière satisfaisante des processus physico-chimiques plus complexes modélisés à l'échelle de la barrière ouvragée. Toutefois, des efforts importants d'expérimentation et de modélisation doivent être poursuivis en géochimie, en mécanique et en hydraulique, pour ce qui concerne notamment l'acquisition de données validées pour les interactions ciment/argile, fer/argile, la corrosion, les relations entre endommagement et perméabilité ou encore les cinétiques de resaturation des alvéoles.

A.3.7 - L'appui technique dans le domaine du stockage géologique

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. Pour ce qui concerne les études de faisabilité de stockages géologiques, l'IRSN évalue, à la demande de la DGSNR, l'avancement des travaux de l'Andra et participe à l'élaboration ou la révision des textes réglementaires relatifs à cette filière possible de gestion des déchets.

Dans un premier temps, les dossiers de Demande d'Autorisation d'Implantation et d'Exploitation (DAIE) des laboratoires souterrains de l'Andra (1997) ont fait l'objet d'une évaluation par l'IRSN et le

groupe permanent d'experts chargé des installations destinées au stockage à long terme des déchets radioactifs. Les conclusions de ces travaux ont conduit à des demandes de compléments adressées à l'Andra, concernant une synthèse des données des sites, le "référentiel géologique", les options initiales de conception d'un éventuel stockage ainsi que l'approche de sûreté correspondante et les programmes de recherche présentés dans les DAIE. Pour ce qui concerne le site de Meuse/Haute-Marne, ces compléments ont été évalués par l'IRSN et le groupe permanent lors des séances de janvier, février et juillet 2000. 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. Cette première phase d'évaluation s'est achevée lors des séances du 3 octobre et du 7 novembre 2001 consacrées à l'examen, par l'IRSN et le groupe permanent, de 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.

Dans un deuxième temps, les examens de l'avancement des travaux de l'Andra ont été structurés en points clés, portant sur l'amélioration de la connaissance des schémas structuraux et hydrogéologiques du site de l'Est, la capacité de comprendre et de réduire les perturbations mécaniques et chimiques du milieu géologique et des composants du stockage, la capacité de sceller le stockage et les principales options pour assurer la sûreté et la réversibilité du stockage lors de sa construction et son exploitation. L'IRSN et le groupe permanent ont évalué les connaissances acquises par l'Andra concernant la géologie et l'hydrogéologie du site lors de la séance thématique du 19 novembre 2002. Les autres points clés seront traités lors de deux séances thématiques programmées au premier semestre 2004. En parallèle, la synthèse de l'ensemble des travaux de l'Andra et des méthodes développées pour évaluer la sûreté d'un éventuel stockage, présentée dans le « dossier 2001 argile », a été évaluée par l'IRSN et le groupe permanent lors de la séance du 24 juin 2003. Le « dossier 2001 Granite », rassemblant les connaissances acquises par l'Andra en matière de stockage en milieu granitique, sera évalué lors du deuxième semestre 2004.

Ce cycle d'évaluation s'achèvera en 2005-2006 par l'examen du dossier de faisabilité de stockages en formation géologique profonde, que l'Andra doit établir à échéance de la loi de 1991. En parallèle, l'IRSN participe au projet de révision de la Règle Fondamentale de Sûreté n° III.2.f, concernant la sûreté des stockages géologiques, qui devra intégrer l'expérience acquise sur ce sujet durant ces 15 années de recherche et développement.

A.3.8 - 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 (contamination 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 œuvre pour les polluants chimiques 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.

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.

Annexe 4 : Recherches contribuant à l'étude des conséquences des déchets radioactifs à vie longue sur l'environnement et la santé humaine

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 contribue 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 multimillénaire ;
- 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.

L'expertise dans les domaines de la biosphère 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, le CEA.

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, liées 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 inclut des programmes menés en étroite collaboration avec les autres organismes, en particulier en radiobiologie.

Quelles sont les évolutions des dernières années ?

L'intérêt pour l'étude des conséquences biologiques de faibles expositions est renforcé par la conjonction de différents événements, tant au plan scientifique qu'en radioprotection :

- Le développement et la mise à disposition d'outils de génétique et de génomique, qui permettent l'étude directe des effets des faibles doses et concentrations ainsi que l'analyse des différences de sensibilité individuelle. La mise en place des génopôles et la coordination des recherches contribuent à la diffusion des techniques et au développement de réseaux de recherche entre laboratoires.
- Au niveau européen, l'évolution est marquée dans le 6^e PCRD par la volonté de renforcer le travail en réseau, d'identifier des pôles d'excellence (compétences, infrastructures,...) et le soutien préférentiel à des projets d'envergure (projets intégrés, réseaux d'excellence). Dans ce contexte, pour le PCRD Euratom, il y a lieu de souligner la mise en place en radiobiologie d'un projet intégré « faibles doses » coordonné par la France. Au 2^e appel à propositions, en cours, les projets éligibles concernent l'épidémiologie, la radioprotection de l'environnement, les études sur les radionucléides naturels et les expositions professionnelles.
- Au niveau international, les sujets d'intérêt sont identifiés au travers d'appels d'offre et des travaux en cours au sein des organismes en charge de synthèses scientifiques et de radioprotection. Les appels d'offre du DOE, les synthèses en préparation à l'UNSCEAR, les orientations de la CIPR, en sont de bons indicateurs. Les sujets d'intérêt concernent ainsi :
 - les effets des faibles doses,
 - les mécanismes biologiques et leurs conséquences, portant sur les effets mutagènes et non mutagènes, les effets épigénétiques),
 - l'épidémiologie des cancers mais également d'affections non cancéreuses,
 - les effets sur l'environnement.
- Ces réflexions, notamment dans le domaine de la protection de l'environnement, donnent lieu à des colloques auxquels participent également des organismes plus directement impliqués dans la mise en œuvre ou l'harmonisation de règles et de pratiques comme l'AIEA, l'AEN/OCDE ou les institutions européennes.
- Au niveau français, avec la coordination des organismes de recherche en Sciences du Vivant (Sciences de la Vie du CNRS, Sciences du Vivant du CEA, INSERM et INRA), deux évolutions sont à souligner en regard des préoccupations de la loi de 91 :
 - la mise en place d'une unité mixte Paris VII-INSERM-CEA sur la reproduction et les effets héréditaires, unité implantée au CEA, Fontenay-aux-Roses,
 - le programme de Toxicologie Nucléaire mis en place par le CEA en 2001 devient pour sa 2^e phase un programme de « Toxicologie Nucléaire environnemental » inter-organismes

auquel participent le CNRS, le CEA, l'INSERM, l'IRSN, INRA et des équipes universitaires associées.

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 et qui devient en 2004 un programme inter-organismes.

Le programme de radiobiologie étudie les mécanismes d'action et les effets, précoces et tardifs, des rayonnements ionisants quelle qu'en soit la source. En radiobiologie, les outils, méthodes et modèles sont pour une grande part communs 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, Universités) et création d'unités mixtes de recherche, collaboration dans des appels d'offres nationaux ou internationaux et dans le cadre de contrats industriels (EDF, COGEMA, industrie pharmaceutique,...). 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 recherches sont axées sur :

- l'identification et quantification des réponses cellulaires précoces à faible dose,
- la caractérisation de la radiosensibilité individuelle,
- la caractérisation moléculaire et cytogénétique des cancers radio-induits,
- les mécanismes de la cancérogenèse, portant notamment sur les relations entre effets épigénétiques précoces, instabilité chromosomique et cancer,
- les effets des rayonnements sur la fonction de reproduction et la transmission héréditaire.

Parmi les résultats marquants, on peut citer :

- La comparaison entre réponse cellulaire précoce à forte (2 Gy) et à faible (0,02 Gy) dose par l'étude du transcriptome, qui permet d'analyser simultanément l'activité de plusieurs milliers de gènes dans une cellule à un instant donné. Il est ainsi possible d'identifier les gènes stimulés ou réprimés successivement sur quelques heures ou jours et d'identifier les gènes ou familles de gènes ayant un comportement spécifique différent à faible ou à forte dose.
- La variabilité individuelle apparaît plus marquée aux faibles qu'aux fortes doses et des familles de gènes d'intérêt pour la radiosensibilité individuelle ont été identifiées.
- Les cancers radio-induits après des irradiations à forte dose (seconds cancers en radiothérapie, tumeurs expérimentales) semblent avoir un profil génétique particulier avec des anomalies chromosomiques multiples (caryotypes très remaniés) et des mutations dans les gènes d'intérêt qui sont essentiellement des délétions (perte de matériel génétique).
- Des méthodes ont été développées pour quantifier les lésions induites sur les gamètes, même à faible dose et pour caractériser l'influence du débit de dose.

Le programme inter-organismes de toxicologie nucléaire environnementale 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).

Face à la diversité de ces contaminants et de leurs formes physico-chimiques (spéciation), il est essentiel de comprendre leurs effets toxiques sur le vivant et d'étudier les mécanismes de détoxification des diverses espèces aux différents niveaux de la chaîne alimentaire. L'analyse de la bibliographie indique que très peu d'études exhaustives permettent d'identifier les voies de transport des métaux biologiques et non biologiques. Les mécanismes d'accumulation et de détoxification, et les perturbations produites par les éléments toxiques sur les processus cellulaires fondamentaux sont pour le moment mal définis. C'est pourquoi le CEA a décidé en 2001, initialement au travers d'actions incitatives du Haut Commissaire à l'Energie Atomique, de coordonner un programme incitatif transverse sur la Toxicologie Nucléaire. Ce programme, piloté par la Direction des sciences du vivant, s'appuie sur les travaux de recherche fondamentale des équipes de biologistes et a pour vocation de stimuler et fédérer au sein de l'organisme et à l'extérieur une recherche pluridisciplinaire sur cette thématique. Il a été décliné en deux phases ; la première sur la période 2001-2003 a mobilisé les laboratoires du CEA, et la seconde entre 2004 et 2006 mobilise également des laboratoires du CNRS, de l'Inra et de l'Inserm, de l'IRSN et des Universités.

Les recherches conduites dans le cadre du programme ont pour objectifs :

- de décrire les mécanismes de transfert de radionucléides ou de métaux lourds et métalloïdes entre le milieu externe et les organismes vivants, ainsi que les mécanismes de transport vers les organes ou les cellules cibles ;
- de comprendre les modes d'action des toxiques aux différents niveaux d'organisation du vivant (moléculaire, cellulaire, organes et tissus, organismes entiers) ;
- de proposer des méthodes de comparaison adaptées aux effets des expositions combinées et des multiples formes physico-chimiques (spéciation) des métaux lourds/métalloïdes et des radionucléides.

Les retombées attendues du programme permettront :

- d'évaluer le bien-fondé scientifique sur lequel se construisent les concepts internationaux de protection contre les rayonnements ionisants et les agents chimiques ;
- de proposer des solutions techniques préventives, des dispositions de surveillance efficaces et des solutions de remédiation pour décontaminer, dépolluer ou décorporer les éléments répartis dans certains compartiments de la chaîne trophique ou de la géosphère.

Ce programme fait appel à des domaines de compétence multiples dans les domaines de la physique, de la métrologie, de la chimie, de la modélisation et de la dosimétrie étroitement associées aux nouvelles approches de biologie fondamentale pour l'étude des mécanismes élémentaires du comportement et des effets radio-toxiques et chimiotoxiques des éléments stables ou radioactifs. Ces compétences sont nécessaires pour évaluer aux niveaux moléculaire, cellulaire et de l'organisme entier les effets induits de ces toxiques chimiques et radio-chimiques. Les travaux portent préférentiellement sur les systèmes biologiques, modèles dont les génomes sont séquencés (bactéries, levures, végétaux et homme) ou partiellement séquencés (souris...), afin d'exploiter au mieux les ressources de la génomique.

Ce programme est organisé en projets multidisciplinaires réunissant des équipes issues des différents organismes de recherche. Les domaines de recherche privilégiés sont l'étude des toxiques :

- dans les **cycles biogéochimiques** :
 - facteurs influençant le transfert des radionucléides et métaux lourds/métalloïdes de la géosphère à la biosphère ;
 - mécanismes moléculaires responsables de la concentration et de la biotransformation des éléments au niveau cellulaire et intracellulaire ;
 - caractérisation des entités macromoléculaires et des processus cellulaires perturbés par ces éléments et pouvant expliquer leur toxicité).
- en **toxicologie humaine** :
 - mécanismes de toxicités chimique et radiologique liés à la présence de toxiques aux niveaux cellulaire et moléculaire ;
 - transferts et transports intra et intercellulaires des éléments et surtout aux dérégulations moléculaires qu'ils peuvent entraîner dans les voies métaboliques les plus importantes de la cellule.

L'objectif est de comparer plusieurs radionucléides et/ou toxiques chimiques entre eux et de déterminer ce qui relève de la toxicité radiologique et de la toxicité chimique. Les **radionucléides et/ou toxiques chimiques d'intérêt** sont les suivants : tritium, béryllium, bore, carbone, cobalt, nickel, cuivre, zinc, sélénium, strontium, technétium, cadmium, iode, césium, plomb, uranium, plutonium, américium.

La nouvelle phase du programme débute en 2004 avec 15 projets, correspondant pour la plupart à un élargissement des projets précédents. Leur dénomination indique l'intérêt que leurs résultats pourront présenter vis à vis de l'impact des déchets radioactifs à vie longue :

- 5 projets dans le domaine cycles biogéochimiques (résistance chez les bactéries, transport et accumulation chez les végétaux, chélation biologique, transfert sol-plantes, régulation de la réponse aux toxiques chez la levure) ;
- 5 projets dans le domaine de la toxicologie nucléaire humaine (génotoxicologie, toxicocancérologie, cibles moléculaires des actinides, décorporation, réparation de l'ADN exposé à des radionucléides et métaux) ;
- 5 projets transverses aux deux domaines (contrôle redox en réponse aux métaux, toxicogénomique en réponse aux métaux, spéciation, transporteurs membranaires de métaux et radionucléides, iode dans l'environnement et chez l'homme).

Plus de 150 personnes (en équivalent homme/an) sont impliquées directement dans ce programme. Trente à quarante 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'IRSN 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 Euratom et CE).

Au CNRS, les autres recherches en relation avec « l'aval du cycle »

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.

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 événements 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 tumeurs solides de l'enfant, qui complète le registre national des leucémies de l'enfant et leur extension jusqu'à l'âge de 19 ans, ce qui permettra une analyse plus précise des facteurs de risque chez les sujets en période de croissance. Parmi les thèmes développés en épidémiologie, on peut citer : 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). Est associée dans certaines études, l'analyse moléculaire des caractéristiques des cancers induits ou non.

En radiobiologie, les études portent principalement sur :

- la radiolyse : identification des réactions primaires et de leurs conséquences physiopathologies 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, ... 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. Les orientations des dernières années témoignent de l'intérêt marqué des organismes de recherche français sur les conséquences précoces et tardives d'expositions aux polluants de l'environnement, du dynamisme de ces thématiques au plan international et de l'expertise scientifique associée.

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.

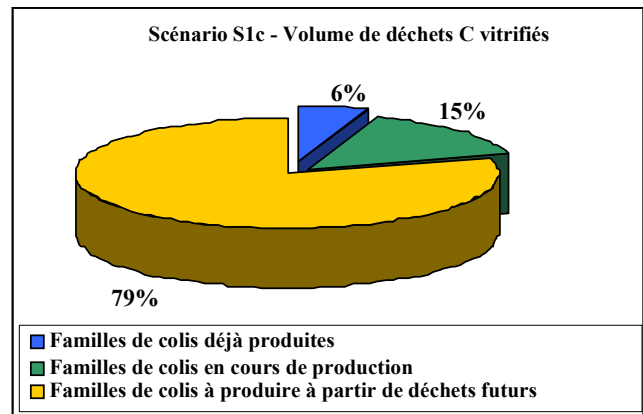
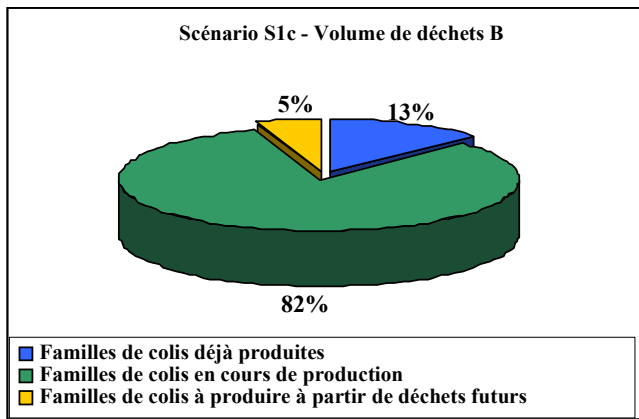
Les déchets de démantèlement des I.N.B. ne font plus l'objet de familles de colis distinctes dans le MID. Ils sont pris en compte quantitativement dans l'inventaire HAVL, notamment par le biais des marges de dimensionnement. Les natures et modes de conditionnement des déchets de démantèlement sont supposés 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, contenu 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	
Déchets activés	B1	Déchets activés des réacteurs REP et RNR	EDF
Déchets bitumés	B2	Fûts bitumes Valduc, STE2, STE3 et STEL	CEA, COGEMA
Déchets technologiques et divers cimentés ou compactés	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
Déchets de structure cimentés	B4	Fûts de coques et embouts cimentés	COGEMA
Déchets de structure avec ou sans déchets technologiques compactés	B5	CSD-C contenant un mélange de coques et embouts et de déchets technologiques métalliques et/ou organiques	COGEMA
		CSD-C contenant les déchets de structure HAO	
		CSD-C contenant les déchets magnésiens 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 magnésiens	
		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 2003 et les dépenses prévues pour 2004 sur les recherches menées au titre de la loi du 30 décembre 1991 sont reportées dans le tableau suivant, exprimées en millions d'euros.

	1992	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	TOTAL
Axe 1														
CEA	23,8	32,6	38,6	48,6	49,5	52,7	54,7	60,8	62,8	63,8	62,3	86,2	71,1	707,5
CNRS						6,1	6,5	7,2	7,6	7,9	8,0	7,6	7,6	58,5
COGEMA		0,5	5,1	5,3	3,7	5,5	0,9	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	21,0
EDF		1,1	1,7	1,4	1,4	1,5	1,4	1,8	1,2	1,1	1,4	1,5	1,0	16,5
Framatome ANP				0,3	0,3	0,4	0,5	0,4	0,5	0,6	1,1	1,2	1,2	6,5
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	96,5	80,9	810,0
Axe 2														
Andra	37,2	30,0	53,1	62,5	57,6	43,4	38,9	44,7	66,9	63,1	58,2	81,4	113,1	750,1
CEA	13,3	10,8	14,9	16,0	17,7	18,0	17,2	8,2	10,7	8,2	9,0	8,3	8,8	161,1
CNRS						2,6	5,6	4,6	7,3	6,4	7,5	7,1	7,1	48,2
COGEMA					0,3	0,4	0,4	0,3	0,6	0,3	0,6	0,2	0,2	3,3
EDF		0,3	1,0	1,5	1,8	2,6	2,9	4,1	5,5	5,5	5,6	6,6	6,7	44,2
Framatome ANP										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	103,6	135,9	1007,1
Axe 3														
CEA	33,2	33,8	33,2	35,5	38,9	40,9	45,4	64,9	70,3	57,3	58,5	47,9	53,2	613,0
CNRS								3,4	1,8	4,7	4,5	4,2	4,2	22,8
COGEMA							0,5	1,5	1,7	1,2	1,0	1,1	1,6	8,6
EDF			0,2	0,3	0,5	0,8	2,2	3,4	2,3	2,2	5,2	3,1	4,6	24,8
Framatome ANP					0,2	0,2	0,3	0,4	0,5	0,5	0,3	0,3	0,3	3,0
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	56,6	63,9	672,2
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	256,8	280,6	2489,3

Commentaires

1. Pour 2004 les chiffres reportés correspondent aux budgets prévisionnels ;
2. Les dépenses réalisées par Framatome ANP ont été réajustées pour les années 1995 à 2001 ;
3. La structure PACE ayant été mise en place en 1997, les chiffres CNRS antérieurs n'ont pu être comptabilisés ;
4. Concernant COGEMA, à noter l'évolution du périmètre comptable en 1998 ;
5. Les chiffres fournis sont des budgets d'exécution. Ainsi le financement de la recherche par les industriels est largement supérieur à ces valeurs, via notamment les accords 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 en 2003 est liée à la prise en compte des irradiations dans Phenix.

Annexe 7 : Glossaire

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

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

ADOPT – Coordination Network on ADvanced Options for Partitioning and Transmutation, réseau européen de coordination des activités de recherches sur la séparation et la transmutation.

ADS – Accelerator Driven System, système de transmutation assistée par accélérateur.

AEN – Voir OCDE/AEN

AIEA – Agence Internationale de l'Energie Atomique – Vienne – Autriche - Agence spécialisée de l'ONU.

ALLIANCES – Atelier Logiciel d'Intégration, d'Analyses et de Conception pour l'Entreposage et le Stockage. Outil logiciel destiné à faire communiquer entre eux différents codes de calcul et à les utiliser dans un environnement homogène et maîtrisé.

AM – Abréviation de : Actinide Mineur (Np, Cm, Am).

Amorphisation – Transformation d'un matériau de l'état cristallin à l'état amorphe.

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.

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 matrices de confinement par exemple, l'apatite iodovanadoplombeuse : composé spécifique pour le piégeage de l'iode.

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

AREVA - Créée le 3 septembre 2001, ce groupe industriel international réunit les activités de COGEMA, Framatome - ANP, FCI et Technicatome et détient, via holdings, 11 % du capital de STMicroelectronics.

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

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

Aspö - Site d'implantation, en Suède, d'un laboratoire souterrain méthodologique : HRL – Hard Rock Laboratory.

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).

Bentonite – Roche argileuse formée principalement de beidellite et de montmorillonte (smectite). La bentonite M80, dont l'emploi est envisagé pour la réalisation de barrières ouvragées, contient plus de 80 % de montmorillonite.

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

BIOMASS – BIOsphere Modelling and ASSessment - Programme coordonné de recherche de l'AIEA pour la modélisation des biosphères et le choix des biosphères de référence.

Biosphère – Ensemble des écosystèmes de la planète terre, comprenant tous les êtres vivants et le milieu où ils vivent.

BNFL – British Nuclear Fuels Limited : Compagnie Britannique des combustibles nucléaires (Royaume-Uni).

BO - Barrière Ouvragée.

BRGM – Bureau de Recherches Géologiques et Minières.

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

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

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

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

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

CBP – Chaîne Blindée de Procédé : installation d'essais de pilotes de procédés, dans l'installation ATALANTE du CEA à Marcoule.

CEA - Commissariat à l'Energie Atomique.

CECER - Le Centre d'Expertise sur le Conditionnement et l'Entreposage des matières Radioactives a été créé par le CEA fin 2002. Il rassemble les différentes expertises pertinentes dans les domaines concernés. Il comportera un espace d'accueil du public pour mettre à sa disposition toutes les informations disponibles, dont celles acquises au titre de la loi Bataille, sur les modes de gestion possibles des déchets radioactifs.

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.

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

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.

CHICADE – Chimie et Caractérisation des Déchets 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.

CIEMAT – Centro de Investigacion Energica MedioAmbiental y Technologica – Centre de recherche pour l'énergie, l'environnement et la technologie (Espagne).

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

SiO₂, les CLC sont plus riches en SiO₂ qu'en Al₂O₃.

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

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

CLTC - Comportement à Long Terme des Colis : Projet de recherche qui a pour objectif d'élaborer et de qualifier expérimentalement la modélisation des mécanismes contrôlant l'évolution à long terme des colis, en système fermé ou en interaction avec leur environnement, en conditions d'entreposage de longue durée et du point de vue de l'aptitude au stockage, en situations nominales ou dégradées.

CNE – Commission Nationale d'Evaluation.

CNRS - Centre National de la Recherche Scientifique.

COCON – Programme de recherches du CEA sur la CORrosion des CONteneurs.

COGEMA - COmpagnie Générale des MATIères nucléaires - Filiale d'AREVA.

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

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

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

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

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

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

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.

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 MRNT (voir cet acronyme), de coordonner les 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.

CPR – Contrat sur Programme de Recherche (montage administratif et scientifique – pour ISMIR, CEA et CNRS) entre associés mettant en commun des moyens matériels et financier plus leurs programmes.

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.

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

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

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

CU - Combustibles Usés.

DAIE - Demande d'Autorisation d'Implantation et d'Exploitation pour les laboratoires souterrains ; les conditions de présentation d'une telle demande sont précisées dans l'arrêté du 16 juillet 1993 – Désigne aussi l'ensemble des documents soumis à l'enquête publique par l'Andra.

Déchets - Au sens de l'article L 541-1 du code de l'environnement, est considéré comme un déchet tout résidu d'un processus de production, de transformation ou d'utilisation, toute substance, matériau, produit ou plus généralement tout bien meuble abandonné ou que son détenteur destine à l'abandon.

Déchets de catégorie A - Déchets de faible et moyenne activité ne renfermant principalement que les émetteurs $\beta\gamma$ 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 une énergie thermique notable. Ce sont principalement les déchets vitrifiés. Le combustible irradié qui ne sera pas retraité peut être également considéré comme un déchet de haute activité. Les déchets de catégorie A sont normalement stockés en site

de surface (Centre de Stockage de la Manche, Centre de Stockage de l'Aube) ; les déchets de catégorie B et C sont placés en entreposage et relèvent des recherches que l'on doit conduire dans le cadre de l'article L 542 du Code de l'environnement.

Déchets nucléaires ou radioactifs - Ce sont des matières radioactives sous forme gazeuse, liquide ou solide pour lesquelles aucune utilisation ultérieure n'est prévue par la partie contractante ou par une personne physique ou morale dont la décision est acceptée par la partie contractante, et qui sont contrôlées en tant que déchets radioactifs par un organisme de réglementation, conformément au cadre législatif et réglementaire de la partie contractante (Convention commune sur la sûreté de la gestion des combustibles usés et sur la gestion des déchets radioactifs, signée le 5 septembre 1997).

Déchets ultimes (Article L 541-1 du Code de l'environnement) - “ Est ultime ... un déchet, résultant ou non du traitement d'un déchet, qui n'est plus susceptible d'être traité dans les conditions techniques et économiques du moment, notamment par extraction de la part valorisable ou par réduction de son caractère polluant ou dangereux ”. A compter du 1^{er} juillet 2002, les installations d'élimination des déchets par stockage ne sont autorisées à accueillir que des déchets ultimes.

DGSNR - Direction Générale de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection, direction de l'Administration centrale placée sous la tutelle conjointe des ministères de l'industrie, de la Santé et de l'Environnement.

DIAMEX – Procédé, développé par le CEA, de séparation des actinides et des lanthanides utilisant comme extractant une diamine de la série des malonamides.

Diffraction X - Technique permettant de déterminer la structure cristallographique (distances interatomiques et angles de liaison). Elle est fondée sur l'étude des figures de diffraction des rayons X par l'échantillon et l'analyse s'effectue en mesurant la direction et l'intensité des maximums de diffraction.

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 de l'ère secondaire appartenant au Jurassique moyen et s'étendant sur une période comprise entre 180 et 154 millions d'années.

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 traitement de La Hague (Manche).

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

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

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

ENRESA – Empresa Nacional de Residuos Radioactivos SA – Entreprise nationale des déchets radioactifs (Espagne).

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

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

Entreposage de surface - C'est un entreposage construit à la surface du sol constitué généralement de puits ou alvéoles

enterrés surmontés d'un bâtiment qui assure les utilités et la conduite de l'installation. Il existe en France plusieurs entreposages de ce type : CASCAD à Cadarache, les entreposages de verres, bitumes et déchets technologiques à La Hague ; deux entreposages nouveaux de ce même type sont prévus ou en cours de construction : EIP à Marcoule, CEDRA à Cadarache.

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

FEBEX – Full-Scale High Level Waste Engineered Barriers EXperiment, projet soutenu par la Commission européenne et par le Ministère fédéral helvétique pour la science et la technologie, pour démontrer la faisabilité de la réalisation d'un système de barrières ouvragées et pour développer des moyens d'évaluation du comportement thermo-hydro-mécanique et thermo-hydro-géochimique d'un tel système.

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 (FORMations géologiques PROfondes).

Framatome - **ANP** – Filiale du groupe AREVA en charge de la conception et construction de centrales nucléaires, de réacteurs de recherche, des services de maintenance associés à leur exploitation, de conception, de la fabrication et de la fourniture de combustibles nucléaires.

GANIL – Grand Accélérateur National d'Ions Lourds : installation mixte CEA/DSM – CNRS/IN2P3 située à Caen et mise en service en 1983.

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

GdR - Groupement de Recherche ; structure administrative créée entre le CNRS et divers

organismes autour d'un thème commun de recherche.

GEDEON - Gestion des Déchets par des Options Nouvelles. Groupement de recherche créé entre janvier 1997 et 2001 entre le CEA, le CNRS, l'EDF et Framatome - ANP pour l'étude d'options innovantes dans le domaine de la gestion des déchets.

GEDEPEON - Gestion des Déchets et Production d'Energie par des Options Nouvelles. GdR (voir cet acronyme) créé en 2001 qui a succédé à GEDEON.

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

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

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

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

GWj - Gigawatt-jour, unité d'énergie (1 GWj = 24.10^6 kWh).

HADES - High-Activity Disposal Experimental Site, laboratoire souterrain du CEN.SCK construit dans l'argile de Boom à Mol (Belgique).

HAVL - Haute Activité à Vie Longue Se dit aussi du projet de l'Andra pour la conception d'un stockage souterrain de déchets HAVL. Se dit encore du programme de recherches du CEA sur l'entreposage des déchets de haute activité (déchets de catégorie C), au sein du programme ELD.

HFR - High Flux Reactor : réacteur expérimental thermique à haut flux au Centre Commun de Recherche de Petten (Pays-Bas).

Hollandite - oxyde mixte de titane, d'aluminium et de baryum faisant partie du

synroc en tant que minéral composite de formule $Ba (AlTi)_2 Ti_6 O_{16}$.

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

IN2P3 - Institut de Physique Nucléaire et de Physique des Particules. Institut du CNRS chargé des recherches dans le domaine visé par son intitulé.

INB - Installation Nucléaire de Base, définie par le décret n° 63-1228 du 11 décembre 1963.

Incinération - Nom donné à la consommation du plutonium et des actinides mineurs dans les réacteurs par fission et capture de neutrons.

Iodoapatite - Apatite renfermant de l'iode dans sa constitution.

IPHI - Injecteur de Protons à Haute Intensité ; tête d'accélérateur, développée en commun par le CEA/DSM et le CNRS/IN2P3 dans le cadre des systèmes hybrides et installée à Saclay.

IRSN - Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire.

ITU - Institut des TransUraniens - Centre Commun de Recherche situé à Karlsruhe (Allemagne).

JAERI - Japan Atomie Energy Research Institute - Institut japonais de recherches sur l'énergie atomique.

JNC - Japan Nuclear Cycle Development Institute, Japon (N.B. : a succédé, le 1^{er} octobre 1998, à PNC - Power Reactor and Nuclear fuel development Corporation).

Kd - Caractérise le partage d'un élément entre phase solide et une phase liquide. Valeur du rapport entre la quantité de l'élément par unité de poids de solide à la concentration de l'élément en solution. Kd dépend de la quantité totale de l'élément au-delà d'une certaine limite et dépend souvent de la façon dont on sépare les deux phases.

LANL - Los Alamos National Laboratory : (Laboratoire National de Los Alamos).

Lanthanides - Désigne la famille des 14 éléments de la série de transition, dont le premier est le lanthane ; leurs numéros

atomiques sont compris entre 57 (lanthane) et 71 (lutécium).

LINAC – Linear Accelerator, accélérateur linéaire (de particules).

LURE – Laboratoire pour l'Utilisation du Rayonnement Electromagnétique. Unité mixte CNRS/CEA/Université Paris-Sud, produisant des photons d'énergie allant de l'infrarouge à 50 keV et disposant de deux lasers à électrons libres.

MA - Moyenne Activité : se dit des déchets renfermant majoritairement des radionucléides à vie courte ou moyenne (≤ 30 ans) ainsi que de radionucléides émetteurs alpha ou à vie longue (voir déchets B).

MARCEL – Module Avançé de Radiolyse dans les Cycles d'Extraction-Lavage : équipement expérimental du CEA (CEN VALRHO) pour les essais de réactifs de procédés d'extraction.

MASURCA - MAquette de SURgénérateur à CAdarache - Il s'agit d'un réacteur expérimental de faible puissance (5kW) pour les études neutroniques de réseaux rapides, installation destinée à caractériser notamment les performances d'un coeur à combustible hétérogène axial CEA, utilisé aujourd'hui pour l'étude des milieux sous-critiques, et prochainement, des coeurs des réacteurs du futur (CEA, Cadarache, 1966).

Matières nucléaires- désignent des composés radioactifs qui peuvent être valorisés soit immédiatement, soit ultérieurement en raison de leur potentiel énergétique ; ce sont par exemple l'uranium et le plutonium qui renferment des isotopes fissiles.

Matrice - Matériau utilisé dans le conditionnement des déchets nucléaires pour confiner les radionucléides, limitant la lixiviation.

MAVL – Moyenne Activité Vie Longue, programme de recherches du CEA sur l'entreposage des déchets de moyenne activité à vie longue (déchets de catégorie B – Cf. ce terme).

MEGAPIE – MEGAwatt Pilote Experiment Source de spallation (1,5 mA, 600 MeV, puissance totale 1 MW) qui devrait être installée dans le laboratoire de PSI (Suisse),

pour l'étude des caractéristiques et de la technologie de la source de spallation d'un système hybride.

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

MNRT – Ministère délégué à la Recherche et aux nouvelles Technologies. Ce ministère est en charge des recherches relatives à la loi du 30 décembre 1991 (article L 542 du code de l'environnement).

Mol - Centre de recherches nucléaires de Belgique où se trouve également le laboratoire HADES de recherche pour le stockage géologique des déchets nucléaires.

MOMAS (GdR) – MOdélisation MAthématiques et Simulations numériques liées aux problèmes de gestion des déchets nucléaires. Groupement de Recherches (membre de PACE – voir cet acronyme) constitué entre l'Andra, le BRGM, le CEA, le CNRS, et EDF, ayant pour objectif d'apporter des réponses aux questions de modélisation mathématique et de simulation numérique des situations ou scénarii de gestion et de stockage des déchets nucléaires de haute activité et à vie longue.

MOX - Mixed OXide - Combustible nucléaire mixte à base d'oxydes d'uranium appauvri et 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.

MOX-UE - Il s'agit ici d'un combustible MOX constitué d'un support comportant de l'uranium enrichi.

MUSE – Gamme d'expériences pour l'étude du comportement du coeur d'un réacteur de système hybride, effectuées au moyen de la maquette sous-critique MASURCA (voir cet acronyme).

MYRRHA – Projet belge de système hybride complet de faible puissance.

NOMADE – NOuvelles MAtrices DEchets : Groupement de Recherche créé en 1999 entre CEA, CNRS, COGEMA et EDF pour l'étude des nouvelles matrices de conditionnement.

NRC - Nuclear Regulatory Commission - Commission chargée de la réglementation nucléaire et autorité de sûreté nucléaire aux Etats-Unis.

n-TOF - Neutron Time Of Flight - Installation expérimentale en cours de réalisation au CERN pour l'étude de la réaction de spallation par mesure du temps de vol des neutrons. L'installation comporte une cible de spallation frappée par un faisceau pulsé de protons de 32 GeV.

OCDE/AEN - Organisation pour la Coopération et le Développement Economique ; créée le 1^{er} octobre 1961, elle a succédé à l'OECE et comporte des membres non européens (Etats-Unis, Canada, Australie, Nouvelle-Zélande, Japon). - L'Agence pour l'Energie Nucléaire (AEN) fait partie de l'OCDE.

OMEGA - Option Making Extra Gains From Actinides - Programme de recherche japonais sur les options permettant de valoriser les actinides et les produits de fission.

ONDRAF - Organisme National des Déchets Radioactifs et des matières Fissiles - (Belgique).

OPECST - Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques.

PACE - Programme interdisciplinaire sur l'Aval du Cycle Electronucléaire. Ce programme fédère au CNRS, les travaux menés dans les groupements de recherche (PRACTIS, GEDEPEON, FORPRO, NOMADE, MOMAS) et relevant de l'article L 542 du Code de l'environnement.

PARIS (GdR) - Groupement de Recherche - Physico-chimie des Actinides et autres Radioéléments aux Interfaces et en Solutions, en partenariat entre l'Andra, le CEA, le CNRS et EDF. A succédé au GDR PRACTIS.

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 désignant les programmes pluriannuels de R & D menés par la Commission Européenne. Le 6^{ème} PCRD débute en 2004 et s'achève en 2008.

PDT - Phosphate - Diphosphate de Thorium, matrice minérale proposée pour le confinement d'actinides.

PEREN - Plate-forme d'Etudes et Recherche sur l'Energie Nucléaire, installée au Laboratoire de Physique Subatomique et de Cosmologie (CNRS/IN2P3) de Grenoble. Projet d'études de la filière des réacteurs à sels fondus, initié en 2001 par le CNRS et EDF.

Perméabilité hydraulique - Aptitude d'un milieu poreux à se laisser traverser par l'eau sous l'effet d'un gradient de charge hydraulique.

PF - Produits de Fission.

PFVL - Produits de Fission à Vie Longue.

PHENIX - Réacteur prototype à neutrons rapides, 250 MW_{el}, refroidi au sodium, installé à Marcoule (géré par EDF et CEA), première divergence en 1973, et remis en fonctionnement en 2003.

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.

ppm - Partie par million.

PRACLAY - Preliminary demonstration test for CLAY disposal of highly RAdioactive waste - Test de démonstration préliminaire du comportement d'une barrière argileuse de voisinage pour le stockage de déchets hautement radioactifs; l'essai est mené sur le site de MOL (Belgique).

PRECCI - Programme de Recherches sur l'Evolution à long terme des Colis de Combustibles Irradiés.

Procédure de caractérisation - Procédure fournissant 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.

PSI - Paul Scherrer Institut (Villigen, Suisse). Centre d'études et de recherches nucléaires, près de Zürich.

PUREX - Plутonium Uranium Refining by EXtraction - Procédé de retraitement des combustibles usés utilisé dans les usines UP3 et UP2 800 de COGEMA (La Hague).

Pyrochimie – Branche de la chimie comportant les réactions à haute température et excluant donc toute forme de solutions aqueuses (hydrochimie). Les réactions concernées sont du type acide-base ou redox sur des sels fondus.

PYROREP – PYROchemical REprocessing – Projet européen de recherche sur la séparation par voie pyrochimique.

R7T7 – Ateliers de vitrification des déchets de haute activité de COGEMA, (R7 pour l'usine UP₃ – T₇ pour l'usine UP₂ 800) et appellation du verre fabriqué.

RCG-R – Réacteur à Caloporteur Gaz, à spectre de neutrons Rapides.

RCG-T – Réacteur à Caloporteur Gaz, à spectre de neutrons Thermiques.

Recyclage hétérogène - Mode de recyclage dans lequel les produits (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 - Mode de recyclage dans lequel les produits (actinides mineurs, plutonium) sont mélangés, à une faible teneur quasi-uniforme, au combustible standard dans la totalité des éléments du réacteur.

REDNOC – Programme de recherche du CEA pour la REDuction de la NOCivité des déchets.

REP - Réacteur à Eau sous Pression (PWR en anglais) C'est le type exclusif des réacteurs du parc électrogène français

Réversibilité - Ce terme est employé dans le contexte du stockage géologique. La réversibilité d'un stockage géologique doit pouvoir être exercée grâce à certaines dispositions, constructives et opératoires, qui autorisent la reprise des colis de déchets placés en stockage, pour des raisons variées. Ces dispositions, toutefois, deviennent inopérantes au bout d'un certain temps.

RFS - Règle Fondamentale de Sûreté émise par la Direction Générale de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection (DGSNR)- Ministères de l'Industrie et de l'Environnement.

RFS III.2.f. - Règle Fondamentale de Sûreté définissant les objectifs et critères de sûreté pour le stockage géologique, publiée en juin 1991.

RIAR - Research Institute of Atomic Reactors, Dimitrovgrad (République Fédérale de Russie).

RNR - Réacteur à Neutrons Rapides.

RNVL – RadioNucléide à Vie Longue.

RSF – Réacteur à Sel Fondu.

SAFIR (Rapport) – Safety Assessment and Feasability Interim Report. Rapport synthétisant l'ensemble des acquis techniques et scientifiques du programme de recherche et développement méthodologique consacré par l'agence belge ONDRAF à la mise en dépôt final des déchets radioactifs des catégories B et C au sein d'une formation argileuse peu indurée.

SANEX – Selective ActiNides EXtraction – Extraction sélective des actinides. Procédé en cours de définition par le CEA à Marcoule.

SCK/CEN – Centre d'Etudes de l'énergie Nucléaire, à MOL (Belgique).

Section efficace - Mesure la probabilité, au cours de l'interaction d'un noyau (projectile) avec un autre noyau (cible), qu'une réaction nucléaire particulière se produise.

SILHI - Source d'Ions Légers Haute Intensité – Tête de l'accélérateur IPHI.

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).

Spallation - Processus d'interaction d'un proton de haute énergie (plusieurs centaines de MeV) avec un noyau. Dans le modèle de spallation, le proton incident déclenche à l'intérieur du noyau des chocs successifs sur les nucléons (cascade intranucléaire) conduisant à l'émission d'un nombre élevé de protons, neutrons, particules alpha.... Ce processus décrit en particulier la production importante de neutrons par des protons de haute énergie incidents sur une cible d'un

matériau lourd comme le plomb ou le tungstène.

Spéciation – Terme utilisé en chimie pour désigner la différenciation de diverses espèces chimiques (composés de valence différente, anions complexes).

Stockage - “ S’entend de la mise en place de combustible usé ou de déchets radioactifs dans une installation appropriée sans intention de les récupérer ” (Convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs signée 5 septembre 1997).

Synroc – Nom du composé artificiel et du procédé australien pour l'incorporation des radionucléides dans une matrice minérale proche d'une roche naturelle.

Système hybride – Installation nucléaire où la réaction en chaîne n'est pas entretenue spontanément dans la matière fissile, qui reste sous-critique ; elle est entretenue par un apport extérieur de neutrons supplémentaires de spallation (voir ce mot) fournis par un accélérateur (qui consomme alors une partie de l'énergie dégagée par la réaction en chaîne). Un système hybride associe donc trois composantes principales : un réacteur nucléaire sous-critique, une source de spallation, un accélérateur de protons à très haute intensité.

TAFFETAS – Transport And Flow : Finite Element Techniques in Aquifer Simulations. Logiciel de simulation (2D, 3D) par éléments finis, développé par le BRGM, pour le calcul des écoulements souterrains en milieu géologique poreux et fracturé, des transferts de masse et de chaleur, en régime permanent et en régime transitoire.

Taux de combustion - Rapport du nombre d'atomes de plutonium et d'uranium ayant subi la fission, au nombre d'atomes présents au départ. Plus souvent, le taux de combustion massique désigne l'énergie libérée par unité de masse de noyaux lourds du combustible. Elle s'exprime en MWj/tonne (une valeur moyenne dans les réacteurs REP est 35000 MWj/t).

TDB – Thermodynamic Data Base, projet de banque de données thermodynamiques coordonné par l'AEN de l'OCDE (voir ces acronymes).

THM –Thermo Hydro Mécanique – Se dit des essais, modèles et codes de calcul faisant intervenir le couplage de 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 le couplage de 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 le couplage de phénomènes thermiques, hydrauliques, mécaniques, chimiques et radioactifs, et des liens entre ces phénomènes.

TRADE – Triga Reactor Driven Experiment. Expérience sur un réacteur sous-critique prévue à Casaccia (Italie).

Transmutation - Transformation d'un noyau radioactif à vie longue en un ou plusieurs noyaux différents à vie plus courte (ou stables); cette transformation nécessite des réactions nucléaires induites par neutron (essentiellement capture, fission) et des désintégrations naturelles.

Transport – Dans les études relatives au stockage souterrain des déchets radioactifs, les phénomènes de transport concourent au déplacement des radionucléides depuis les colis de déchets conditionnés.

UE – Union Européenne.

UNSCEAR – United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomc Radiations – Comité Scientifique des Nations Unies pour l'étude des effets des rayonnement ionisants.

UOX- Combustible à base d'oxyde d'uranium (Uranium OXide).

Uranium appauvri - Produit résiduel après enrichissement de l'uranium naturel en ^{235}U ; sa teneur en ^{235}U est voisine de 0,2 % contre 0,7 % dans l'uranium naturel.

URE – Uranium Reenrichi ; désigne l'uranium de retraitement (URT) réenrichi en ^{235}U afin d'être réintroduit dans le cycle du combustible.

URT - Uranium de ReTraitement ; uranium provenant du retraitement des combustibles usés.

WIPP - Waste Isolation Pilot Plant - Installation pilote de confinement des déchets (Carlsbad, Nouveau-Mexique, Etats-Unis), destinée au stockage des déchets militaires (contenant des transuraniens). 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, dont un avant-projet sommaire a fait l'objet d'un programme du 5^{ème} PCRD de l'Union Européenne.

Yucca Mountain – Site désigné pour le stockage des combustibles usés et déchets radioactifs d'origine civile (Nevada, USA). Approuvé en 2003 par le Gouvernement des Etats-Unis.

Zircone – Oxyde de zirconium (ZrO_2).

Zirconolite - Silicate mixte de zirconium ($CaZrTi_2O_7$). matrice candidate au conditionnement spécifique de certains actinides mineurs.