

Ministère de la Recherche

Direction de la Technologie

STRATEGIE ET PROGRAMMES DES RECHERCHES

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

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

2001-2006

Avril 2001

Sommaire

Introduction	p	7
Chapitre 1 : Principes et objectifs	p	9
1.1- Principes	p	9
1.2- Objectifs	p	9
Chapitre 2 : Analyse de l'héritage et des grandes tendances	p	11
2.1- Le contexte historique général	p	11
2.2- Nature des produits de l'aval du cycle et ordres de grandeur des flux	p	12
2.2.1- Ordre de grandeur des stocks et des flux	p	17
2.2.1.1- Assemblage entreposés	p	17
2.2.1.2- Ordres de grandeur des volumes de déchets de catégories C et B	p	17
2.2.2- Inventaires radiologiques	p	18
2.3- L'acquis en matière de doctrine de sûreté : la règle fondamentale de sûreté dite RFS III.2.f	p	19
2.4- Apports de la recherche jusqu'à la fin des années quatre-vingt	p	20
Chapitre 3 : Critères d'appréciation de la pertinence des recherches	p	22
3.1- Pertinence des recherches	p	22
3.1.1- Intérêt des recherches	p	22
3.1.2- Compétences, outils et moyens disponibles (ou à réunir) pour la mise en œuvre des recherches	p	23
3.2- Outils d'appréciation comparée des solutions issues des résultats de la R&D	p	23
Chapitre 4 : Etablissement des programmes et priorités	p	25
4.1- Principe	p	25

4.2- Analyse par produits	p	26
4.2.1- Les produits considérés comme des déchets résultant de la mise en œuvre passée et à venir des technologies actuelles	p	26
4.2.1.1- Les produits conditionnés	p	27
4.2.1.2- Les produits non conditionnés	p	28
4.2.1.3- Les produits résultant de l'amélioration continue des pratiques industrielles	p	28
4.2.2- Les produits actuellement majoritairement sans emploi dans le cycle	p	29
4.2.2.1- L'uranium appauvri et l'uranium de retraitement	p	29
4.2.2.2- Les combustibles usés qui pourraient ne pas être retraités	p	29
4.2.3- Les produits du futur	p	30
4.3- Cohérence des programmes de recherche, options de recherche et priorités	p	32
4.3.1- Facteurs de cohérence	p	32
4.3.1.1- Le rendez-vous de 2006	p	32
4.3.1.2- L'inventaire des radioéléments et les doses à l'exutoire	p	32
4.3.1.3- Réversibilité	p	33
4.3.1.4- Flexibilité	p	34
4.3.1.5- Faisabilité industrielle des résultats de recherches	p	34
4.3.1.6- Acceptabilité sociale des solutions et gestion des systèmes sociotechniques	p	35
4.3.2- Systèmes techniques et mise en œuvre de la recherche	p	35
4.3.3- Priorités de la recherche	p	38
4.3.3.1- Au titre de l'axe n°1	p	39
4.3.3.2- Au titre de l'axe n°2	p	39
4.3.3.3- Au titre de l'axe n°3	p	39
4.3.4- Acquis et perspectives	p	40
Chapitre 5 : Présentation et analyse des programmes de recherche	p	43
5.1- Les recherches menées dans le cadre de l'axe 1 : Séparation-transmutation	p	46
5.1.1- La séparation poussée	p	47
5.1.1.1- Les voies de référence du programme SPIN/Séparations	p	47
5.1.1.2- Autres procédés	p	57
5.1.1.3- Connaissances de base	p	59
5.1.1.4- Moyens matériels	p	60
5.1.2- La transmutation	p	61
5.1.2.1- Les programmes sur la transmutation en réacteurs critiques	p	61
5.1.2.2- Les programmes sur la transmutation en réacteurs innovants	p	64
5.1.3- Etudes de scénarios de mise en œuvre de l'axe 1	p	67

5.1.4- Pertinence des recherches	p	71
5.2- Axe 2 – Stockage en formation géologique profonde	p	76
5.2.1- Démarche générale d'études au titre de l'axe 2	p	76
5.2.1.1- Stratégie d'étude sur l'axe 2	p	76
5.2.1.2- Les domaines de la recherche	p	78
5.2.1.3- Positionnement de l'Andra et politique scientifique	p	78
5.2.2- Le programme scientifique de l'Andra	p	79
5.2.2.1- Le programme de recherche sur les sites géologique	p	79
5.2.2.2- Le programme de recherche sur les matériaux pour le stockage	p	83
5.2.2.3- Le programme de recherche sur la biosphère	p	85
5.2.2.4- Le programme de recherche sur les calculs et simulations numériques	p	85
5.2.3- L'organisation en processus	p	86
5.2.3.1- Processus de conception	p	87
5.2.3.2- Processus d'acquisition de données	p	96
5.2.3.2.1- Le processus d'acquisition de connaissance sur le milieu géologique	p	96
5.2.3.2.2- Le processus de connaissance des matériaux du stockage	p	102
5.2.3.3- Les études de sûreté	p	103
5.2.3.3.1- Sûreté à long terme	p	103
5.2.3.3.2- Sûreté en exploitation	p	103
5.2.3.3.3- Approche de sûreté internationale	p	104
5.2.3.4- Le processus de « modélisation » de l'évolution du stockage	p	104
5.2.3.4.1- Logique générale du processus	p	105
5.2.3.4.2- Plan de travail de la simulation numérique	p	107
5.2.3.5- Réversibilité	p	108
5.2.3.6- Granite	p	112
5.2.3.6.1- Plan d'actions granite	p	112
5.2.3.6.2- Expérimentations à l'étranger	p	114
5.2.4- La politique scientifique	p	115
5.2.4.1- Politique scientifique et moyens mobilisés par l'Andra	p	115
5.2.4.2- Les partenaires et sous-traitants de l'Andra	p	116
5.2.4.3- Publications	p	117
5.2.4.4- Colloques et séminaires	p	119
5.2.5- Pertinence des recherches sur l'axe 2	p	120
5.3- Les recherches menées dans le cadre de l'axe 3 : Conditionnement et Entreposage	p	122
5.3.1- Constitution des colis	p	123
5.3.1.1- Traitement et conditionnement des déchets	p	123
5.3.1.1.1- Nouvelles matrices de conditionnement	p	124
5.3.1.1.2- Traitement et conditionnements des déchets anciens	p	126
5.3.1.1.3- Procédés de traitement et de conditionnement	p	127
5.3.1.2- Etude du Comportement à Long Terme des Colis	p	129
5.3.1.2.1- Introduction	p	129
5.3.1.2.2- Jalons stratégiques	p	131
5.3.1.2.3- Modèles Opérationnels	p	134

5.3.1.2.4- Les colis à matrice bitume	p	136
5.3.1.2.5- Les colis à matrice liant hydraulique	p	136
5.3.1.2.6- Les colis de déchets vitrifiés	p	137
5.3.1.2.7- Les colis « Coques et Embouts »	p	137
5.3.1.2.8- Les colis de combustible irradié	p	138
5.3.1.3- Critères d'acceptation et Caractérisation des colis de déchets	p	142
5.3.1.3.1- Critères d'acceptation en entreposage de longue durée	p	143
5.3.1.3.2- Procédures de caractérisation	p	143
5.3.1.3.3- Développements de méthodes de mesure	p	144
5.3.1.3.4- Opérations de caractérisation sur colis réels	p	146
5.3.2- Entreposage de longue durée en surface ou en subsurface	p	147
5.3.2.1- L'entreposage pratiqué industriellement actuellement et capacité de gestion du long terme	p	147
5.3.2.2- L'entreposage de Longue Durée	p	148
5.3.2.2.1- Objectifs et principaux jalons du projet EtLD	p	150
5.3.2.2.2- Etude des concepts d'entreposage de longue durée	p	151
5.3.2.2.2.1- Nature des concepts d'entreposage en surface ou en subsurface	p	151
5.3.2.2.2.2- Le conteneur au cœur de la stratégie	p	152
5.3.2.2.2.3- La sûreté et la durée	p	154
5.3.2.2.2.3.1- Réflexions préliminaires	p	154
5.3.2.2.2.3.2- Principes directeurs	p	155
5.3.2.2.3- Développements technologiques spécifiques	p	157
5.3.2.2.4- Les programmes de recherche en support à la démonstration de performance	p	158
5.3.3- Appréciation de la pertinence des recherches	p	159
5.3.3.1- Conditionnement et Colis	p	159
5.3.3.2- L'entreposage de longue durée	p	161
5.4- Coordination entre axes	p	162
5.4.1- Objectif	p	162
5.4.2- Les instances de coordination	p	162
5.4.3- Les principaux points de la coordination en 2000	p	164
5.4.3.1- L'inventaire	p	164
5.4.3.2- Colisage	p	164
5.4.3.3- Sélection et hiérarchisation des radionucléides	p	165
5.4.3.4- Impacts sanitaires et environnementaux du cycle électronucléaire	p	165
5.4.3.5- Les Comités Techniques Thématiques	p	165
Chapitre 6 : Les collaborations internationales	p	168
6.1- Collaborations internationales sur l'axe 1	p	168
6.1.1- Séparations	p	168
6.1.2- Transmutation	p	169
6.2- Collaborations internationales Axe 2	p	171

6.2.1- Commission Européenne	p 171
6.2.2- L'Agence Internationale de l'Energie Atomique	p 172
6.2.3- L'Agence pour l'Energie Nucléaire de l'OCDE	p 173
6.2.4- Représentations dans les organismes internationaux	p 174
6.2.5- Accords Bilatéraux ou Multilatéraux	p 174
6.3- Collaborations Internationales sur l'axe 3	p 177
 Annexe 1 : Principales caractéristiques des radionucléides à vie longue	 p 179
 Annexe 2 : Inventaire des solutions envisageables	 p 194
 Annexe 3 : Programmes de recherche de l'axe 1 : compléments techniques	 p 208
 Annexe 4 : Les activités du CNRS et de l'Université dans le cadre du programme sur l'Aval du Cycle Electronucléaire (PACE)	 p 230
 Annexe 5 : Le rôle et les études de l'IPSN	 p 232
 Annexe 6 : Moyens de la recherche	 p 245

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.

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 recherche Andra, CEA, CNRS*
- *Les industriels COGEMA, EdF, FRAMATOME*
- *Les représentants des Ministères concernés*

Il a été approuvé par la Commission Nationale d'Evaluation.

L'édition du document a été assurée par l'Andra.

Stratégie de la recherche sur l'aval du cycle électronucléaire

La production d'énergie nucléaire fait apparaître des substances radioactives présentant un risque pour l'homme et son environnement. La gestion rigoureuse des matières, des effluents et des déchets est destinée à réduire ce risque à *un niveau aussi faible que raisonnablement possible*¹.

La question a été étudiée de longue date d'un point de vue scientifique et technique. En parallèle, s'est développé, en France comme à l'étranger, un courant profond exigeant que le public puisse prendre part à l'évaluation des nuisances possibles et au choix des mesures à prendre pour les éviter.

Les accidents de *Three miles Island* et de *Tchernobyl* ayant largement alerté l'opinion, le public a manifesté ses interrogations et ses inquiétudes concernant l'industrie nucléaire. Dans cette tendance, la gestion des déchets radioactifs est devenue, une question publique, ce qui a amené en France le législateur à s'en saisir.

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

La loi prévoit un rendez-vous en 2006 avec l'objectif de fournir au législateur et aux pouvoirs publics les éléments d'appréciation nécessaires à un examen de la question et à une décision législative, le cas échéant, concernant la création d'un centre de stockage des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue.

Pour être en mesure de répondre à cette demande, la stratégie de définition et de mise en œuvre des programmes de recherche donne lieu à une réflexion coordonnée par le ministère chargé de la recherche, en liaison avec les organismes concernés (CEA et ANDRA) en concertation avec les acteurs industriels de l'aval du cycle (EdF, COGEMA, Framatome) et les organismes de recherche (CNRS et universités). Le Comité de suivi des recherches sur l'aval du cycle est le lieu privilégié de concertation entre les divers acteurs. Le présent document est le produit de ce travail. Il expose la stratégie de la recherche et sa déclinaison en programmes dans chacun des axes. C'est une synthèse des actions entreprises pour répondre aux exigences de la loi du 30/ 12/ 91 en matière de recherche. Il fait l'objet d'éditions annuelles successives depuis 1996.

Ce document répond aussi au souhait de la Commission Nationale d'Evaluation, instituée par la loi de 91, de disposer d'un exposé d'ensemble explicite de la stratégie et de sa mise en œuvre. Il est présenté et remis chaque année à cette Commission qui fait part de ses remarques et de ses recommandations. Il

¹ Ce principe (dit ALARA, selon l'acronyme anglais : « As Low As Reasonably Achievable ») exprime d'emblée une dialectique entre production d'énergie et risque pour la société. L'instance ultime de décision est présente dans le terme « raisonnablement » qui suppose l'établissement d'un consensus entre les différents acteurs sociaux et techniques.

constitue un document de référence quant à la définition et à l'exécution des programmes de recherche voulus par la loi. Il permet également dans ses révisions successives, de mesurer les inflexions apportées à la stratégie et les dispositions prises pour sa mise en œuvre. Il est accompagné d'une note de bilan annuel précisant les points majeurs traités au cours de l'année écoulée et les perspectives pour l'année suivante.

Chapitre 1 : Principes et objectifs

1.1- Principes

Partant d'une préoccupation majeure concernant le devenir des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue, la loi² fixe plusieurs principes fondamentaux :

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

1.2- Objectifs

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

1- Apporter en 2006 les éléments scientifiques, techniques et socio-économiques permettant l'évaluation des modes de gestion envisageables à court et long terme.

La loi prévoit la remise d'un rapport global d'évaluation en 2006. A cette date, certaines voies de recherche auront débouché sur des solutions pratiques. D'autres ne pourront avoir dépassé le stade des premières investigations. Or, l'esprit de la loi est bien de permettre une décision éclairée en 2006, avec une mise en œuvre éventuellement progressive des modes de gestion validés à cette date et, le cas échéant, une prolongation des voies de recherche les plus intéressantes pour le long terme ;

² On entendra dans ce document sous le terme “la loi”, la loi du 30 décembre 1991 relative à la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue, qui est devenue l'article L542 du code de l'environnement.

- 2- Pour un service rendu donné (quantité d'électricité), diminuer autant que raisonnablement possible l'impact et la production des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue dans la mesure où cela peut réduire les risques liés à ces derniers.**

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

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

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

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

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

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

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

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

- 6- 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.**

<p>Ces objectifs guident la stratégie générale des recherches et déterminent les programmes de recherche conduits par l'ANDRA et le CEA, pilotes des recherches voulues par la loi.</p>

Chapitre 2 : Analyse de l'héritage et des grandes tendances

La question des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue ne peut pas 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.

2.1- Le contexte historique général

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 politiques suivantes :

- * Pour mieux valoriser la ressource uranium, au travers de l'utilisation du plutonium, le CEA a développé la filière des réacteurs à neutrons rapides (RNR), réalisant des réacteurs de taille croissante jusqu'au réacteur SUPERPHENIX, surgénérateur de plutonium de taille industrielle. Toutefois, le coût actuel de l'uranium ne justifie pas économiquement le déploiement de cette filière avant plusieurs décennies. Dans ce contexte, en 1998, le gouvernement a décidé l'arrêt de l'exploitation de SUPERPHENIX.
- * En dehors des réacteurs à neutrons rapides, le plutonium a trouvé une utilisation énergétique dans les combustibles MOX (oxydes d'uranium et de plutonium), qui sont utilisés dans une partie du parc nucléaire à eau sous pression. Le recours actuel à des combustibles MOX conduit à une meilleure utilisation de l'uranium naturel, mais ne permet pas de stabiliser l'inventaire de plutonium, qui continue d'augmenter, quoiqu'à un rythme moindre que dans le cas d'un cycle ouvert du combustible avec stockage direct ou entreposage.

- * Dans cette logique de valorisation du plutonium, le retraitement des combustibles irradiés a été étudié très tôt et mis en œuvre à compter du début des années soixante. Cette opération sépare le plutonium, l'uranium résiduel, (encore légèrement enrichi) et les autres composés, actinides mineurs et produits de fission. Le procédé de retraitement, mis au point par le CEA et COGEMA, a inclu le 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 concernant le plutonium, est de ne retraiter les assemblages UOX qu'en fonction des besoins de plutonium pour la fabrication du MOX, afin d'éviter la création d'un stock séparé. De plus, il n'est pas prévu dans un proche avenir de retraiter les combustibles MOX irradiés dont le plutonium est de moins bonne qualité isotopique. La production électronucléaire actuelle conduit donc à entreposer, outre les déchets conditionnés lors du retraitement (verres, déchets technologiques et de procédé), des combustibles usés soit conventionnels, soit MOX. Il est à noter qu'une fraction de l'uranium de retraitement est réenrichi et recyclé sous forme de combustible URE, actuellement non retraité.

Il est apparu, dès les années 70, que le développement d'une filière nucléaire totalement fermée, donc sans déchets, était utopique et que différentes formes de stockage des déchets ultimes seraient nécessaires. Le stockage des déchets à haute activité et à vie longue était envisagé dans des sites souterrains 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 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 décidé en février 1990 de suspendre les travaux sur le terrain et de demander 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.

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

Les radionucléides à haute activité et à vie longue, formés dans le combustible des réacteurs nucléaires lors de la production d'énergie, présentent des caractéristiques différenciées, et leurs durées de vie s'expriment en centaines, voire milliers d'années.

Un assemblage de combustible nucléaire usé de réacteur à eau pressurisée contient :

- > 96 % d'actinides majeurs (uranium et plutonium) qui représentent encore un potentiel énergétique important, et ne sont pas a priori considérés comme des déchets ultimes,
- > 4 % de noyaux qui représentent les résidus de la production d'énergie : les produits de fission, les actinides mineurs (américium, curium, neptunium), les produits d'activation.

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 qui sont 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 exerceront leur prédominance.

La radioactivité des actinides mineurs (américium, curium, neptunium) décroît plus lentement. Elle devient, en théorie au bout d'une durée de l'ordre de quelques milliers d'années, inférieure à celle de l'uranium initial, à l'origine de l'énergie produite.

Il faut noter dans ces deux cas que la radioactivité résultante du colis n'est pas devenue banale pour autant très loin s'en faut et nécessitera leur isolement sur des durées beaucoup plus longues.

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.

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

Pour situer les **ordres de grandeur** des déchets accumulés par le parc électronucléaire actuel, on se propose de dresser un panorama succinct des stocks engendrés par les activités nucléaires.

Ce panorama est établi à partir des options industrielles actuelles et des prévisions de production de déchets fournies dans le cadre d'un groupe de travail ANDRA-Producteurs. Il est conforme aux quantités mentionnées dans l'inventaire réactualisé en 2000.

Conformément aux recommandations du Président de l'Andra à l'issue de sa mission sur la méthodologie d'inventaire, les scénarios pris en compte s'appuient sur les éléments techniques **du parc d'installations nucléaires actuelles**. Ils prennent cependant en compte les évolutions envisagées pour les taux de combustion des combustibles dans les réacteurs.

De ce fait, ces données d'inventaire **ne peuvent pas être directement comparées** aux données décrites dans l'édition d'avril 2000 du présent document. Ce dernier était en effet bâti sur des hypothèses de production qui couvraient une période allant jusqu'à 2070, au delà de la durée de vie du parc actuel.

La réflexion sur la recherche exige essentiellement, pour sa part, deux types d'informations :

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

Un ordre de grandeur est suffisant pour appréhender l'ampleur des questions à traiter et déterminer des priorités. Par ailleurs, quelle que soit la nature du déchet potentiel, un travail doit être conduit sur son mode de gestion.

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 irradiés 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 B et C provenant de trois sources principales :
 - le retraitement par COGEMA des combustibles EDF usés
 - l'exploitation du parc de centrales EDF (déchets activés)
 - les centres civils et militaires de recherche et d'exploitation du CEA.

A titre d'illustration, on a considéré que le parc électronucléaire sera constitué de réacteurs REP chargés de combustibles UOX et de réacteurs REP chargés de combustibles MOX. La production annuelle d'énergie est constante et supposée égale à 400 TWhe.

Actuellement la politique industrielle d'EDF s'appuie sur le retraitement d'une part importante des combustibles UOX usés et le recyclage dans les combustibles MOX du plutonium récupéré; elle est fondée sur le principe de l'égalité des flux. Ce principe conduit aujourd'hui à limiter les quantités retraitées en fonction de la capacité des tranches EDF à recycler, cela sans constituer d'autre stock de plutonium séparé que celui nécessaire à la souplesse requise par les procédés industriels.

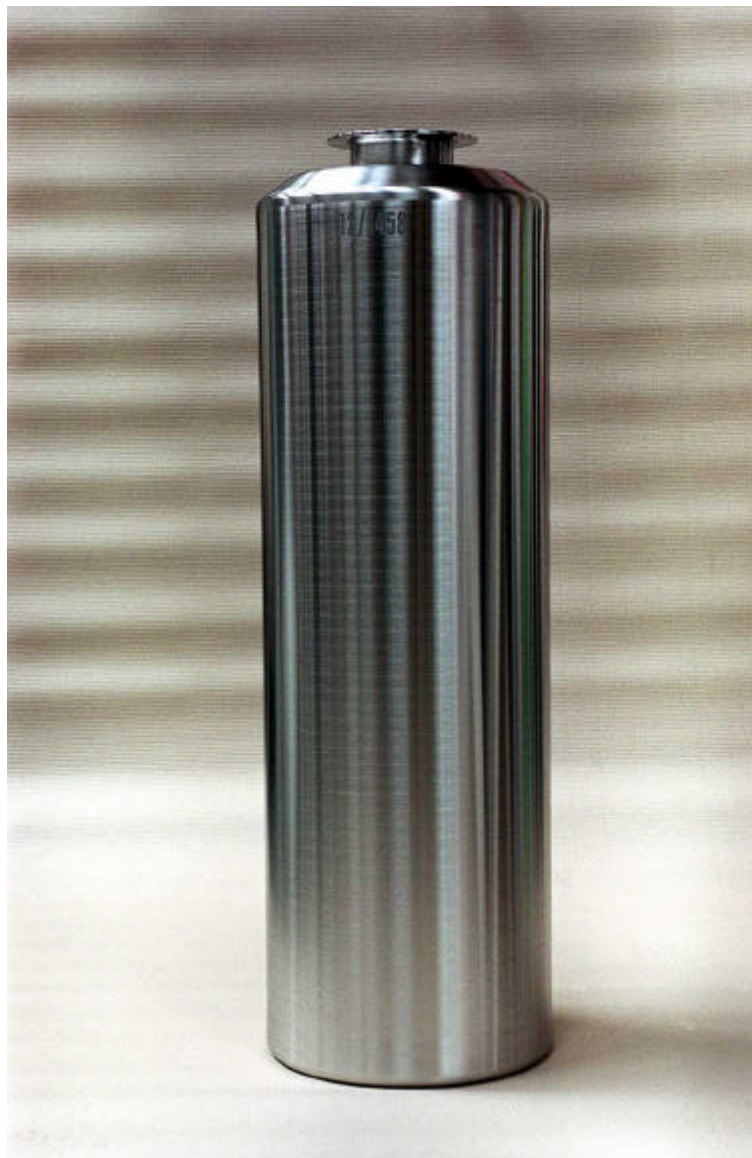
Les combustibles irradiés non retraités et les combustibles MOX usés sont entreposés sous eau dans l'attente d'une décision quant à leur devenir définitif (retraitement ou stockage).

Pour cette production de 400 Twhe, cela conduit sur les plus de 1000 t de combustible déchargées annuellement des réacteurs :

- au retraitement de 850 t/an de combustible UOX correspondant à la capacité de l'usine UP2-800 ;
- à l'entreposage sous eau des combustibles MOX et des divers combustibles UOX restants.

Des illustrations de colis de déchets radioactifs à haute activité et/ou à vie longue sont proposées sur les figures II-1a et II-1b.

Figure 2.I.a – Exemple de colis de déchets à haute activité et/ou vie longue de catégorie C



Conteneur standard de déchets vitrifiés (CSD-V)

Figure 2.I.b – Exemples de colis de déchets à haute activité et/ou vie longue de catégorie B



Fût de coques et embouts cimentés



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



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



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

2.2.1- Ordre de grandeur des stocks et des flux

Les hypothèses générales sont les suivantes :

- ❶ L'énergie nucléaire produite (REP) est supposée invariante et égale à 400 TWh/an,
- ❷ La durée de vie prévisionnelle des tranches est de 40 ans pour toutes les tranches, suivant les perspectives actuelles,
- ❸ Le taux de combustion moyen des combustibles URE et MOX déchargés est de 45 GWj/t ; celui des combustibles UOX déchargés est de 33 GWj/t pour l'UOX1, 45 GWj/t pour l'UOX2 et de 55 GWj/t pour l'UOX3,
- ❹ Les hypothèses ❶, ❷ et ❸ conduisent à une quantité totale de combustibles déchargés de 45000 tML environ, pour le parc REP existant.

2.2.1.1- Assemblages entreposés

Le tampon d'exploitation du parc électronucléaire représentait fin décembre 1998 environ 9000 tonnes d'assemblages entreposés dans les piscines des réacteurs REP et de La Hague.

Une petite quantité d'autres combustibles (crayons REP prélevés à des fins expérimentales, combustibles EL4, combustibles RNR, combustibles UNGG du CEA, divers) est également entreposée dans diverses installations, dont 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.

2.2.1.2- Ordres de grandeur des volumes de déchets de catégories C et B

Par décision du 9 décembre 1998, le gouvernement a confié au Président de l'Andra une mission destinée à proposer toute réforme visant une méthode de comptage des stocks de déchets radioactifs. Cette mission aussi appelée « mission inventaire » a présenté ses propositions en mai 2000. Elles sont à l'examen auprès des ministères et administrations de tutelle pour l'approbation des orientations proposées.

A côté d'un comptage détaillé des stocks, il est nécessaire de disposer d'ordres de grandeur des volumes de déchets C et B qu'il sera nécessaire de prendre en compte en support aux études et aux recherches.

Pour les besoins d'étude de l'ANDRA, plusieurs jeux de données ont été élaborés pour situer les ordres de grandeur des déchets B et C produits par le parc actuel.

Ces jeux de données ne prétendent pas préfigurer une réalité industrielle. Ils sont construits dans le modèle d'inventaire préliminaire (MIP) pour donner des ordres de grandeur des productions des différentes familles de colis étudiées pour le stockage. Les contrastes entre les 4 jeux de données envisagés sont destinés à traiter des variations des paramètres qui influent sur la conception et la sûreté du stockage : combustible usé retraité ou stocké en l'état, caractéristiques thermiques...

Jeu de données S1a	Scénario supposant le retraitement de tous les combustibles usés, admettant une augmentation de la charge thermique des verres et supposant un flux de plutonium résiduel, conditionné dans des colis de verre
Jeu de données S1b	Scénario supposant le retraitement de tous les combustibles usés en dehors des combustibles MOX qui sont stockés directement, admettant une augmentation de la charge thermique des verres
Jeu de données S1c	Idem S1b mais avec une production de colis de verre conforme à la spécification actuelle (sans augmentation de la charge thermique)
Jeu de données S2	Scénario arrêtant le retraitement des combustibles UOX en 2010. Stockage direct des combustibles usés déchargés au delà, augmentation de la charge thermique des verres

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). Seule est considérée une augmentation du taux de combustion des combustibles.

Certains déchets n'ont pas été pris en compte dans le périmètre des études. Il s'agit en fait de catégories de déchets pour lesquels d'autres concepts de stockage sont à l'étude :

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

Certaines catégories de déchets ne sont pas prises en compte actuellement mais doivent faire l'objet d'une estimation, en particulier :

- les aiguilles de radium,
- les sources scellées pour lesquelles des critères d'acceptation en stockage de surface doivent être établies.
- les déchets de démantèlement.

Une comparaison avec les informations collectées dans l'Observatoire National des déchets a été engagée pour identifier les déchets qui n'auraient pas été pris en compte.

Le tableau ci-dessous donne les volumes (arrondis) à gérer dans le stockage selon les différents scénarios :

Volume du modèle d'inventaire (m ³)	Jeu de données S1a	Jeu de données S1b	Jeu de données S1c	Jeu de données S2
Combustibles usés	0	11000	11000	76000
Colis de déchets vitrifiés C	6400	5700	7000	2500
Colis de déchets B	47000	47000	47000	41000

Nota : au volume de colis de déchets B, il faut ajouter environ 6000 m³ correspondant à des familles de colis à produire (opérations de reprise et conditionnement de déchets) qui n'ont pu encore être rattachées à des colis type.

2.2.2- Inventaires radiologiques

Les ordres de grandeur des masses de transuraniens et de PF à vie longue présents dans les assemblages entreposés et les déchets conditionnés sont donnés dans le tableau ci-dessous, à l'échéance 2020 :

	Transuraniens (tonnes)	PF à vie longue (tonnes)
Combustibles en entreposage	250	40
Déchets conditionnés	24 (essentiellement dans les verres)	46 (essentiellement dans les verres)

2.3- L'acquis en matière de doctrine de sûreté : la règle fondamentale de sûreté dite RFS III. 2. f

En 1984, une mission a été confiée à l'ingénieur général Goguel à la tête d'un groupe de travail, visant à établir les critères de choix des sites de stockage. Son rapport a été rendu public en novembre 1987. Il servira plus tard de base à la règle fondamentale de sûreté dite RFS III-2-f, publiée par la DSIN en juin 1991. Cette règle définit les conditions à remplir pour la conception et la démonstration de sûreté d'un stockage souterrain. Elle constitue donc un guide de base pour les travaux sur le stockage, éventuellement à enrichir en fonction de l'avancement des connaissances.

L'objet de la règle est de définir, pour le stockage définitif des déchets radioactifs en formation géologique profonde, les objectifs qui doivent être retenus dès les phases d'études et de travaux pour permettre d'assurer la sûreté après la période d'exploitation du stockage.

- **Objectif de sûreté et critères de radioprotection**

L'objectif fondamental assigné au centre de stockage est la **protection des personnes et de l'environnement** à court et à long terme. A cet égard, le concept retenu pour le centre de stockage devra permettre « de limiter l'impact radiologique à des niveaux aussi faibles qu'on puisse raisonnablement atteindre compte tenu des facteurs techniques, économiques et sociaux ».

Les évaluations de sûreté comprennent la détermination des expositions individuelles exprimées en équivalents de dose en supposant la constance des caractéristiques de l'homme. **Pour la situation de référence** concernant les expositions prolongées, liées à des événements certains ou très probables, les équivalents de dose individuels devront être limités à 0,25 mSv/an. La stabilité de la barrière géologique devra être démontrée pour une période de 10000 ans. Les évaluations seront fondées sur une modélisation de l'évolution du stockage, en particulier des barrières, et de la circulation des eaux souterraines.

Pour les événements aléatoires d'origine naturelle ou associés à des actions humaines, il peut être envisagé d'utiliser la notion de risque. Le caractère acceptable des expositions individuelles sera apprécié en tenant compte des situations, de la nature des transferts des substances radioactives, des groupes exposés.

- **Bases de conception du stockage liées à la sûreté**

La sûreté du stockage doit être assurée envers les risques liés à la dissémination des substances radioactives **sans dépendre d'un contrôle institutionnel** qui ne peut être garanti après 500 ans. Le système de confinement s'appuie sur le **concept multibarrière** : colis, barrière ouvragée, barrière géologique. Ces barrières doivent protéger les déchets, limiter et retarder le transfert des substances radioactives. Toutefois, des objectifs quantitatifs pour les performances des barrières ne pourront être fixés qu'à l'issue d'un **processus itératif d'optimisation**. Un ensemble de recommandations est fourni sur les colis et les barrières ouvragées.

En ce qui concerne la barrière géologique les critères techniques de choix de site suivants sont retenus :

- **stabilité, très faible perméabilité, faible gradient de charge hydraulique ;**
- **propriétés favorables d'ordre mécanique, thermique, géochimiques.**

Une profondeur minimale de 250 mètres devra être respectée. Les ressources souterraines présentant un intérêt tout particulier ne devront pas être stérilisées. Les ouvrages devront être situés à une distance suffisante de zones conductrices.

- **Démonstration de la sûreté.**

Elle repose sur les trois aspects complémentaires suivants :

- justifier du caractère favorable des barrières de confinement ;
- évaluer les perturbations associées au stockage et vérifier qu'elles restent acceptables ;
- évaluer le comportement futur du stockage et vérifier que les expositions radiologiques sont acceptables dans la situation de référence ou les situations hypothétiques résultant soit d'événements d'origine naturelle, soit d'événements liés à l'activité humaine.

L'évaluation des expositions individuelles est fondée sur les données du système de stockage, la liste des situations à prendre en compte ou scénarios et les modèles de calcul. Des études de sensibilité et l'appréciation des incertitudes permettront d'apporter un bon niveau de crédibilité des résultats. Les annexes de la RFS fournissent les orientations générales relatives aux investigations à mener sur les sites et une sélection de situations à prendre en compte dans le cadre de l'analyse de sûreté.

2.4- Apports de la recherche jusqu'à la fin des années quatre-vingt

Les recherches menées en France et à l'étranger dans les années 70 et 80 concernant la gestion de l'aval du cycle du combustible ont été fortement liées au concept de stockage définitif des déchets à haute activité et à vie longue. Dans certains pays, ces déchets incluaient les combustibles usés en l'état. En France, compte tenu de l'option en faveur du retraitement des combustibles usés et du recyclage du plutonium, les recherches se sont focalisées sur les déchets issus du retraitement, sans oublier les déchets résultant de l'aval du cycle et de l'exploitation des réacteurs.

Les recherches ont donc porté principalement :

- sur l'étude du stockage dans les formations géologiques ;
- sur un conditionnement des déchets qui soit compatible avec un stockage en formation géologique, ainsi qu'avec un entreposage de quelques décennies dans l'attente du stockage en formation géologique. Ces recherches ont abouti à la mise au point des verres pour le conditionnement des déchets à haute activité et à une réduction substantielle du volume des autres déchets ;
- sur le recyclage du plutonium dans les réacteurs à neutrons rapides ou sous forme de combustible MOX. Mais, comme il a déjà été indiqué, la priorité de ces développements était la valorisation énergétique de l'uranium et non la gestion de l'aval du cycle.

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

Les recherches sur la transmutation des actinides mineurs telle l'expérience SUPERFACT d'incinération du neptunium¹ s'insèrent ainsi dans l'effort d'acquisition de connaissances du CEA sur les actinides.

Les réflexions menées en 1990 et 1991 par le CEA, l'administration et l'Office Parlementaire des Choix Scientifiques et Technologiques (OPECST) ont abouti à une reformulation de la stratégie nationale de gestion des déchets qui peut se résumer en quelques constats majeurs.

- L'étude d'un projet de réalisation d'un stockage en formation géologique profonde souterrain est maintenue car il ne semble pas possible d'éviter de recourir, à terme, à cette solution.
- Un consensus international s'est dégagé sur la possibilité de garantir une sûreté satisfaisante à un tel stockage. Cependant, la démonstration technique de la sûreté ne garantit pas l'adoption d'une solution, qui, dans un pays démocratique, s'exprimera à travers la décision du Parlement. L'OPECST représentant la sensibilité du Parlement, a estimé que l'adoption d'une solution ne pourrait être acquise si toutes les possibilités techniques raisonnables n'avaient pas été mises en œuvre pour réduire la « nocivité » des déchets placés dans le stockage, soit en réduisant globalement l'activité des déchets placés dans le stockage, soit en traitant sélectivement les radioéléments les plus dangereux à long terme.
- Enfin, pour éviter d'être contraint à des solutions non satisfaisantes, des technologies et des installations doivent être développées pour garantir la sûreté de l'entreposage des déchets avant leur traitement ultérieur.

Ce sont ces idées directrices qui ont motivé les trois axes de la loi du 30 décembre 1991. Son application a entraîné la reprise des études sur les concepts de stockage en formation géologique et du développement des laboratoires souterrains qui est en cours. Elle a également donné une forte impulsion aux recherches concernant la séparation des produits de l'aval du cycle, à la transmutation et aux études sur les réacteurs nucléaires innovants, et aux travaux sur l'entreposage de longue durée.

¹ Expériences conduites sur PHENIX de 1982 à 1986.

Chapitre 3 : Critères d’appréciation de la pertinence des recherches

Des principes et objectifs énoncés au chapitre 1 découlent les éléments nécessaires pour un cadre d’appréciation a priori de la pertinence des programmes de recherche. Compte tenu de la variété des produits en cause et de la multiplicité des modes de gestion envisageables, les recherches possibles sont très nombreuses et de natures diverses. Elles ne se déroulent pas toutes selon le même schéma temporel. Certaines concernent la mise au point de procédés immédiatement utilisables. D’autres visent des modes de gestion innovants destinés au moyen ou long terme. Le premier objet de cette section est donc d’énoncer le cadre d’analyse normatif appliqué aux différents programmes.

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

3.1- Pertinence des recherches

Cette section énonce une grille d’analyse qui examine d’une part les objectifs et l’intérêt des programmes de recherche au vu des exigences de la loi, d’autre part la disponibilité ou la possibilité de réunir les moyens nécessaires.

3.1.1- Intérêt des recherches

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

- **Pertinence vis-à-vis des principes énoncés à l’article 1 de la loi du 30 décembre 1991 (rappelés ci-dessus au 1.1)**
 Cette pertinence s’apprécie au regard des principes et des objectifs rappelés au chapitre 1. Il conviendra également d’indiquer, dans la mesure du possible, si certains objectifs de recherche doivent être considérés comme des points de passage obligés.
- **Evaluation préliminaire de la complexité et des coûts industriels des divers modes de gestion**
 La réalisation industrielle d’un procédé même très innovant repose en partie sur des éléments connus permettant d’évaluer grossièrement ses coûts, sa complexité et les risques associés.
- **Position des recherches et des réalisations au plan international**
 Il s’agit de voir si les recherches envisagées ont déjà donné lieu à des résultats intéressants au niveau international. La participation à des programmes internationaux doit également être valorisée. La dynamique scientifique du domaine constitue un paramètre important, notamment en termes de diffusion des connaissances fondamentales.

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

Les compétences, outils et moyens nécessaires disponibles pour conduire les recherches doivent être évalués à partir des critères suivants :

– **Existence et compétence des équipes**

La disponibilité des compétences scientifiques et techniques constitue un préalable. En fonction du degré d'intérêt du thème de recherche, si l'objectif est considéré comme prioritaire, il conviendra de développer les équipes nécessaires, de capitaliser l'expérience existante si les compétences nationales sont jugées insuffisantes, voire d'opter, en toute connaissance de cause, pour une autre voie si les compétences apparaissent impossibles à créer dans un délai raisonnable.

– **Disponibilité des moyens techniques nécessaires**

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

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

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

– **Disponibilité du financement nécessaire**

Il s'agit d'une part de voir quels moyens financiers sont jugés nécessaires pour les recherches, et d'autre part de définir l'allocation de ces moyens en fonction des priorités.

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

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

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

Il faut donc définir une grille d'évaluation des impacts de toutes matières des scénarios bâtis sur les résultats de la recherche en vue d'une analyse multicritère pour permettre, à terme, de bien caractériser et comparer ces scénarios.

L'objectif général est évidemment d'apporter, sous diverses contraintes rappelées dans les chapitres précédents, des solutions de gestion d'ensemble de l'aval du cycle.

En première approche, on adoptera une démarche, pour partie inspirée des analyses de cycle de vie, consistant à comparer les diverses modes de gestion au 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 par les études correspondantes

pour chaque paramètre. Le développement de cette méthode d'analyse multicritère constitue donc un objet de recherche de grande importance.

Le forum d'échanges sur les données environnementales réunissant l'Andra, le CEA, la Cogéma et EdF a entrepris une réflexion sur l'analyse multicritère. A partir de la méthodologie d'analyse du cycle de vie, le forum se propose de comparer les options possibles. Pour cela, un cycle électronucléaire modèle a été proposé, et les données permettant l'évaluation des flux de matière et d'énergie ont été rassemblées et vérifiées. Il est intéressant de noter que la démarche entreprise par le forum se retrouve aussi au sein d'organismes internationaux tels que l'AEN ou la CCE, ou encore apparaît chez les homologues étrangers.

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

- les critères sanitaires et environnementaux :
 - l'impact radiologique aux travailleurs,
 - l'impact radiologique à la population, sur un même horizon de temps pour tous les modes de gestion,
 - la nature, la forme et la toxicité de l'inventaire radioactif,
 - la dose induite à l'exutoire d'un éventuel stockage,
 - les caractéristiques des déchets (radioactifs ou non) issus des phases amont du cycle ;
- la robustesse vis-à-vis d'aléas 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.

Chapitre 4 : Etablissement des programmes et priorités

Le respect de la loi du 30/12/91, impose une large exploration des diverses solutions scientifiques et techniques possibles en matière de gestion des déchets dans le cadre des axes de la loi. Le présent chapitre est consacré tout d'abord à un large inventaire des recherches possibles, puis est mis en évidence comment les briques de base peuvent être agencées dans le cadre d'une stratégie de recherche.

4.1- Principe

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

- la **séparation** des radionucléides, dans la perspective de modes de gestions plus spécifiques ; elle peut s'envisager grâce à l'existence de l'industrie du retraitement ;
- leur **transmutation**, dans des réacteurs électrogènes ou spécialisés, pour les transformer en noyaux non radioactifs, ou à vie plus courte ;
- leur **conditionnement**, en constituant des colis, afin d'assurer un confinement performant dans un objectif de grande durabilité (en entreposage de longue durée ou en stockage), ou de flexibilité (possibilité de reprise ultérieurs, en particulier pour les combustibles irradiés entreposés) ;
- l'**entreposage** de longue durée des colis, qui contribue à la flexibilité des stratégies ;
- le **stockage** des colis, avec une éventuelle option de réversibilité, apte à représenter une solution définitive, en isolant de façon ultime les radionucléides de l'environnement à l'échelle des temps géologiques.

La stratégie de la recherche doit conduire à identifier les blocs de base nécessaires en termes de recherche.

La méthodologie qui a été appliquée est de procéder à une analyse par catégories de produits en les caractérisant, en montrant les résultats acquis pour chacune d'entre elles et les orientations à explorer à l'avenir. Ce passage en revue doit assurer qu'aucun volet à prendre en compte dans les recherches n'a été négligé. Il indiquera quels sont les grands thèmes de recherche à soutenir. A titre de guide méthodologique s'appuyant sur les orientations de la loi, on s'est posé pour chaque produit ou classe de produits radioactifs les questions suivantes :

- A1- Ce produit est-il susceptible d'une réutilisation dans une filière nucléaire ?
- A2- Dans l'affirmative, quelles recherches sont conduites pour cette réutilisation et quels déchets en résulteront ?
- A3- 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, afin de réduire

sa nocivité potentielle ou de modifier son mode de gestion dans un sens favorable aux principes de la loi ?

A4- 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 ?

A5- Pour les produits considérés comme des déchets potentiels, des recherches sont-elles menées pour définir le(s) procédé(s) de conditionnement et préparer la démonstration de sûreté de leur entreposage de longue durée et celle de leur stockage ?

Ces questions impliquent de passer en revue une série de produits existants, mais aussi d'envisager les évolutions à venir. Au terme de cette démarche analytique, on disposera d'une vue des programmes à conduire et on sera assuré de répondre à la demande de la loi d'une exploration complète et équilibrée des trois axes.

4.2- Analyse par produits

L'analyse a distingué trois grandes catégories de produits¹ :

- les produits considérés comme des déchets résultant de la mise en œuvre passée et à venir des technologies actuelles ;
- les produits sans emploi dans le cycle ;
- les produits du futur.

La réduction des volumes de déchets nucléaires à stocker constitue un objectif important, mais elle est loin d'être l'unique objet de préoccupation. La réduction des risques potentiels, et donc la prise en compte de la " nocivité " des produits doit également être au cœur des recherches. Cette " nocivité " est avant tout liée à l'activité des radionucléides contenus dans les déchets. Il convient également d'évaluer le risque représenté par les toxiques chimiques qu'ils renferment.

La démarche détaillée suivie dans l'analyse des produits fait l'objet de l'annexe 3. On y trouvera les réponses données aux questions indiquées précédemment. Le corps du document ci-après ne présentera que la liste des produits considérés significatifs avec une brève description, et le résultat de l'analyse en termes de programmes de recherche. En regard de chaque orientation de recherche, est indiqué le numéro et le titre du paragraphe du chapitre 5 décrivant les recherches mises en œuvre dans le cadre de cette orientation.

4.2.1- Les produits considérés comme des déchets résultant de la mise en œuvre passée et à venir des technologies actuelles

On distinguera trois sous-ensembles :

- les produits conditionnés ;
- les produits non conditionnés ;
- les produits à venir du fait de l'amélioration continue des pratiques industrielles.

¹ Cette démarche n'a pas d'objectif normatif de classification, que ce soit en déchet ultime ou en produit à usage différé. Il s'agit d'une analyse des recherches à long terme. Ces dernières doivent porter sur l'ensemble du domaine et prendre en compte autant que faire se peut les évolutions futures, sans se limiter aux définitions actuelles.

4.2.1.1- Les produits conditionnés

Une partie des produits issus de l'aval du cycle ont reçu un conditionnement en vue de leur entreposage en accord avec l'autorité de sûreté. Ce conditionnement peut éventuellement convenir à leur stockage définitif. Ces produits conditionnés peuvent être partagés en plusieurs catégories : produits vitrifiés et produits cimentés ou bitumés de natures diverses.

Les produits vitrifiés sont issus du retraitement des combustibles usés et entrent dans la catégorie des déchets C. Ils se caractérisent par leur très forte activité provenant de radionucléides à vie courte et moyenne, produisant initialement un important dégagement de chaleur qui reste significatif durant quelques siècles, et par la présence de radionucléides à vie longue. Ils se trouvent actuellement sous un conditionnement stable et de bonne qualité qui permet un entreposage sûr pour une période de cinquante ans au moins. Leur reprise en vue de la séparation poussée ou de la transmutation de leur contenu radioactif serait délicate mais pas techniquement impossible.

Les produits cimentés, compactés ou bitumés de natures diverses se caractérisent par leur volume plus important et leur activité considérablement plus faible que celle des produits vitrifiés. Elle est d'ailleurs diluée dans un volume plus important. Ces produits qui dégagent peu de chaleur, entrent dans la catégorie des déchets B. Ils proviennent du retraitement et sont constitués des boues de traitement d'effluents, des coques et embouts du combustible, de déchets technologiques divers. Leur activité est due à un spectre très varié de nucléides : actinides, produits de fission, produits d'activation. Les possibilités de décontamination paraissent médiocres. Leur stockage en formation géologique à moyen terme apparaît aujourd'hui être la solution privilégiée.

Orientations des recherches

- * Les modalités d'une reprise éventuelle des déchets vitrifiés, voire d'un entreposage des calcinats, ont été passées en revue par le CEA courant 99. Il n'y a pas de nouvelles recherches prévues actuellement sur ce thème. Pas de recherche sur la reprise systématique des déchets de moyenne activité déjà cimentés ou bitumés.
- * Etude des conditionnements et des colis existants pour juger de leur adéquation avec l'entreposage de longue durée et avec le stockage en formation géologique profonde : spécifications des colis et critères d'acceptation en entreposage de longue durée, procédés de reconditionnement en cas de dégradation ; Etapes : 2001, 2005. (§5.3.1.3. Critères d'acceptation et caractérisation des colis de déchets, §5.3.2.2.3. Le conteneur au cœur de la stratégie)
- * **Recherches sur l'entreposage de longue durée et le stockage en formation géologique profonde** : la forte radioactivité et le dégagement thermique pendant la phase initiale des **déchets vitrifiés** demandent des recherches sur l'impact du dégagement thermique des verres et sur les questions de manipulation des colis et l'ingénierie associée. En ce qui concerne les **déchets cimentés, compactés ou bitumés**, les principaux domaines d'action visent la réduction des volumes et l'amélioration des performances des matrices.

Ces recherches, développements et études constituent le cœur des axes 2 et 3 de la loi du 30/12 1991 qui sont décrites au sous-chapitre 5.2. et 5.3. Elles comprennent notamment les travaux suivants :

- * Comportement à long terme des matrices d'enrobage, des colis et des verres ; synthèse des connaissances et modèles opérationnels ; Etapes : 1999, 2001, 2005 (§ 5.3.1.2 Etude du comportement à long terme des colis, §5.3.1.3 Critères d'acceptation et caractérisation des colis de déchets)
- * Etudes de concepts de stockage et d'entreposage de longue durée et études de sûreté associées. Etapes : 2001, 2006+ (§ 5.2.1 Stratégie générale des recherches de l'axe 2, §5.3.2. Entreposage de longue durée en surface ou en subsurface)

Conformément à la loi du 30 décembre 1991, ces recherches doivent apporter les éléments d'appréciation nécessaires au gouvernement et au Parlement en vue d'une décision en 2006 concernant la création d'installations d'entreposage et d'un centre de stockage des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue.

4.2.1.2- Les produits non conditionnés

Ce sont des produits de même nature que le contenu des précédents. Pour des raisons techniques ou industrielles, ils sont provisoirement entreposés sous des formes qui ne sont pas adaptées à un entreposage de longue durée ou à un stockage. L'urgence est de préciser leur inventaire et d'examiner l'application des technologies de traitements qualifiées ou émergentes.

Orientations des recherches

Etudes sur les conditionnements et/ou conteneurs susceptibles d'accueillir certains déchets, notamment ceux résultant des opérations de reprise et conditionnement associées au démantèlement des anciennes installations du cycle, l'objectif étant de les rendre compatibles avec les spécifications de colis retenues pour l'entreposage de longue durée et pour le stockage en formation géologique profonde. (§5.3.1.1.2. Traitement et conditionnement des déchets anciens)

4.2.1.3- Les produits résultant de l'amélioration continue des pratiques industrielles

Dans le prolongement de la pratique industrielle actuelle, on s'intéresse aux produits qui résulteront à l'avenir du retraitement des combustibles UOX. Il s'agit donc de recherches visant à optimiser les solutions actuelles avec deux objectifs : réduire les volumes des produits concernés et transférer autant que possible les radionucléides vers les verres.

Orientations des recherches

- * Etudes sur la décontamination en vue de réduire le volume de déchets. (§ 5.3.1.1.3. Procédés de traitement et conditionnement)
- * Recherches sur la céramisation de certains déchets (§ 5.3.1.1.1. Nouvelles matrices de conditionnement)
- * Recherches sur le conditionnement des effluents et les matrices de conditionnement. (§ 5.3.1.1.1. Nouvelles matrices de conditionnement, § 5.3.1.1.2. Traitement et conditionnement des déchets anciens)
- * Recherches sur la prise en compte des hauts taux de combustion au retraitement. (§ 5.3.1.1.1. Nouvelles matrices de conditionnement)

Résultats introduits à mesure dans les procédés industriels. Une synthèse sera présentée en 2006

4.2.2- Les produits actuellement majoritairement sans emploi dans le cycle

Les produits sans usage sont principalement :

- l'uranium appauvri (à l'exception des quantités recyclées dans les combustibles MOX)
- l'uranium de retraitement (à l'exception de celui utilisé pour la fabrication de deux recharges)
- les combustibles usés qui pourraient ne pas être retraités
 - * combustibles de réacteurs de recherche restant à la fermeture d'UP1 ou issus de la propulsion navale
 - * combustibles MOX

4.2.2.1- L'uranium appauvri et l'uranium de retraitement

L'uranium appauvri, dont l'enrichissement résiduel en ^{235}U est de l'ordre de 0,25%, est entreposé sous la forme d' U_3O_8 , forme chimique à la fois stable et dense.

L'uranium de retraitement (URT), dont l'enrichissement résiduel en ^{235}U se situe entre 0,9 et 0,7%, est transformé et entreposé soit sous forme d' UF_6 lorsqu'il est destiné à être réutilisé, soit sous forme d' U_3O_8 lorsqu'il est destiné à un entreposage en attente d'une utilisation ultérieure. L'entreposage d'attente sous forme d' U_3O_8 est à la fois sûr et d'un coût modeste compte tenu de sa simplicité.

L'uranium appauvri et l'URT sont des matières valorisables dont l'entreposage ne pose pas de problème. Leur recyclage est en cours avec les techniques actuelles :

- l'uranium appauvri est, depuis plusieurs années, utilisé en quantité relativement modeste comme matrice support du combustible MOX. A terme, l'essentiel de cette matière pourra être valorisé dans d'autres filières telles que les réacteurs surgénérateurs.
- L'URT est également recyclé en partie par EDF (deux recharges par an dans les réacteurs CRUAS 3 et 4) jusqu'à 1999. Un arrêt graduel est programmé étant donné le cours actuellement très bas de l'uranium. Le reste de l'URT est entreposé et constitue un stock stratégique, qui est valorisé en fonction des conditions économiques qui seront dictées dans le futur par le niveau de prix de l'uranium et de la technologie.

4.2.2.2- Les combustibles usés qui pourraient ne pas être retraités

Ils se composent principalement de :

- combustibles des divers réacteurs de recherche
- combustibles liés à la propulsion navale
- combustibles comportant de l'uranium issu d'un premier retraitement
- combustibles MOX
- combustibles UOX à très long terme en cas de changement de la stratégie actuelle

Le choix de non retraitement n'a pas été pris, par aucun des acteurs du nucléaire français. La politique actuelle d'EdF est d'attendre avant de décider du sort des combustibles MOX et URE (uranium "de retraitement" ré-enrichi).

Ces produits concentrent l'essentiel des radioéléments mentionnés dans les paragraphes précédents. Ils comportent en particulier du plutonium, des actinides mineurs et des produits de fission à vie longue. En l'état, ils sont entreposés en surface soit en piscines, soit à sec (installation CASCAD au CEA).

Deux grandes options sont a priori ouvertes pour ces produits : soit ne pas les retraiter et prévoir d'abord leur entreposage, puis leur stockage en formation géologique profonde, soit les retraiter avec les procédés actuels ou futurs. Ce dernier cas sera considéré au paragraphe suivant.

Orientations des recherches

- * Recherches sur les conditions d'entreposage de longue durée des combustibles usés : comportement des matériaux des assemblages combustibles dans les différentes situations qu'ils auront à supporter : transport et manutention (sous eau ou à sec). (§ 5.3.2.2. L'entreposage de longue durée)
- * Recherches sur les matrices de conditionnement pour combustibles usés. (§ 5.3.1.1.1. Nouvelles matrices de conditionnement)
- * Recherches sur le comportement des combustibles usés en stockage dans une formation géologique profonde. (§ 5.3.1.2. Etude du comportement à long terme des colis)

Résultats à présenter en 2006

4.2.3- Les produits du futur

Dans cette section, on reprend l'examen du cas des combustibles en se plaçant cette fois dans une hypothèse de traitement complémentaire pour ces derniers. Cela débouche, dans la plupart des cas, sur la mise en œuvre de filières nouvelles, incluant le retraitement. Ces dernières engendrent, de par leur structure et les choix industriels en la matière, des types de déchets pourvus de caractéristiques différentes qui ne peuvent être entièrement précisées actuellement.

Deux cas peuvent se présenter :

- 1- Les produits envisagés (i.e. les combustibles) sont susceptibles d'une réutilisation dans une filière nucléaire. La première étape pour ce faire est le **retraitement**. Il faut donc conduire les recherches correspondantes.

Dans le cas le plus général, ce retraitement engendrera des produits tels que ceux gérés actuellement plutonium, actinides mineurs et produits de fission, ce sous une forme plus ou moins séparée. On notera également que ce retraitement produira inéluctablement des produits du type déchets technologiques ou coques et embouts pour lesquels on renvoie aux sections précédentes.

- 2- Les produits résultant du retraitement évoqué précédemment sont susceptibles de traitement permettant de réduire leur nocivité. La voie de recherche principale s'inscrit dans le cadre de l'axe 1 de la loi sur la "**séparation et à la transmutation des éléments à vie longue**". La voie de la séparation poussée est celle qui doit permettre d'isoler le plus complètement possible les divers radionucléides à vie longue.

Les recherches à conduire sont présentées par substance ou famille de substances, contenue dans les produits et contribuant à leur activité.

Ces recherches entrent dans le cadre de l'axe 1 du programme de recherche prévu par la loi du 30 décembre 1991.

◇ Plutonium

Le devenir de cet actinide doit être la première préoccupation en raison à la fois de sa contribution majeure à la radiotoxicité des déchets, des quantités importantes qui en sont produites et de son potentiel énergétique valorisable dans le combustible nucléaire. Les diverses solutions de recyclage visent à bénéficier de ce potentiel et, corrélativement, à réduire la production de plutonium dans le cycle, voire à en stabiliser ou en réduire le stock.

◇ Actinides et produits de fission

Ces produits n'ont pas vocation à produire de l'énergie. Toutefois, les actinides mineurs sont susceptibles d'être détruits par des réactions de fission dans le cœur d'un réacteur présentant un spectre neutronique approprié. Cette possibilité implique la mise au point d'un procédé efficace de séparation des actinides mineurs et d'une ou plusieurs voies d'incinération dans des réacteurs (REP aménagés, réacteurs à neutrons rapides, classiques ou réacteurs hybrides).

Pour les produits de fission, leur contribution éventuelle à la dose à l'exutoire implique de prêter une attention particulière à l'iode 129, au césium 135, au technétium 99. Toutefois, les voies utilisées pour une réduction des radionucléides à vie longue peuvent présenter des difficultés plus considérables que celles des actinides mineurs. Il s'agit en effet de provoquer des captures neutroniques d'où résultent des radionucléides à vie courte (et généralement beaucoup plus actifs au départ) dont la décroissance mènera à terme à des éléments stables.

Par ailleurs, certains produits de fission qui ne sauraient être transmutés pourraient être stabilisés dans des "conditionnements" spécifiques.

◇ Déchets technologiques et nouveaux déchets issus des procédés mis en oeuvre

Après la séparation, il se peut que certains produits à vie courte, ou même à vie longue, ne soient pas amenés à être transmutés, mais entreposés et stockés. Ils constitueraient donc de nouveaux déchets. Par ailleurs, dans tous les cas, la transmutation impliquera la fabrication de cibles sur matrice inerte ou de combustibles spécifiques. Dès lors, la cible ou le combustible usés sont des produits à prendre en compte.

On rappelle pour mémoire la présence de produits du type coques, embouts ou déchets technologiques divers. Toute étude de procédés, y compris au stade de la faisabilité scientifique, doit vérifier la possibilité de traiter l'ensemble des déchets et effluents résultant du procédé.

Les études précédentes seront certes liées à nombre de produits actuellement existants, elles mettront plus généralement en jeu de nouvelles options industrielles et techniques en matière de cycle électronucléaire. L'examen de scénarios de parcs de production d'électricité nucléaire et de cycles du combustible devrait permettre de définir dans chaque cas les flux et les stocks de produits du cycle et de leur appliquer la grille d'analyse présentée au 4.1 et définir un ensemble de recherches cohérent.

Orientations des recherches

- * Etude du retraitement poussé des divers combustibles ; séparation des principaux actinides et produits de fission. (§ 5.1.1 La séparation poussée)
- * Recherches sur la transmutation du plutonium, des actinides mineurs et des produits de fission. (§ 5.1.2. La transmutation)
 - études de parcs divers de réacteurs assurant un équilibre production-consommation de plutonium et d'actinides mineurs, notamment à eau avec recyclage homogène du plutonium et si possible des autres actinides. (§ 5.1.3. Etude de scénarios de mise en œuvre de l'axe 1)
 - étude de la consommation des produits en réacteurs critiques. (§ 5.1.2.1. Les programmes sur la transmutation en réacteurs critiques)
 - études de dispositifs innovants de transmutation des actinides et des produits de fission avec préparation du cahier des charges d'un démonstrateur de systèmes hybrides. (§ 5.1.2.2. Les programmes sur la transmutation en réacteurs innovants)
- * Recherches sur les conditionnements spécifiques de certains radionucléides à vie longue. (§ 5.3.1.1.1. Nouvelles matrices de conditionnement)

* Evaluation de filières nouvelles, notamment réexamen du cycle thorium et examen de scénarios possibles de mise en œuvre.(§ 5.1.3.Etude de scénarios de mise en œuvre de l'axe 1)

Résultats à présenter en 2006, puis en fonction des décisions , développement de solutions qui devront être prises en compte dans les options industrielles du XXI^{ème} siècle.

4.3- Cohérence des programmes de recherche, options de recherche et priorités

La méthodologie employée précédemment a permis de procéder à un inventaire des voies de recherche à explorer pour satisfaire aux exigences de la loi. Elle a mis en lumière l'ensemble des briques de base qui devraient être réunies. Elle assure également, moyennant un suivi et une mise à jour au fur et à mesure de l'évolution des connaissances, qu'aucune lacune majeure ne subsiste dans le repérage des recherches qui pourraient être conduites.

Cependant, cette démarche est descriptive. Elle n'est qu'indicative en ce qui concerne l'articulation des programmes de recherche entre eux et ne permet pas de s'assurer de la cohérence entre les diverses options. De plus, elle ne donne pas d'indications précises quant à l'échelonnement des actions et des décisions dans le temps, alors que certaines recherches sont en voie de concrétisation industrielle, d'autres étant susceptibles de trouver un débouché à un horizon beaucoup plus lointain.

Même si la faisabilité technique de toutes les voies qui ont été envisagées n'est pas entièrement établie en 2006, il faudra cependant disposer alors de tous les éléments intermédiaires utiles pour instruire de manière approfondie la décision et pour permettre de déterminer éventuellement quelles voies et quels programmes de recherche devront être poursuivis.

4.3.1- Facteurs de cohérence

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

4.3.1.1- Le rendez-vous de 2006

Chaque solution technique envisagée doit être, le plus tôt possible et au plus tard en 2006, accompagnée d'une analyse, au moins préliminaire, conformément aux critères énoncés au chapitre 3, en particulier ceux de sûreté (incluant tous les facteurs : risques liés à la mise en œuvre industrielle, risques à moyen et à long terme), et de faisabilité économique. Les études correspondantes doivent donc être poursuivies.

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

4.3.1.2- L'inventaire des radioéléments et les doses à l'exutoire

Le principal élément de cohérence des recherches entre elles est le suivi des radioéléments à travers les différents maillons de la gestion des produits du cycle, avec l'évolution de leur activité totale, de leur

distribution entre les catégories de déchets et de leur comportement dans différents milieux. Cela oblige à considérer des scénarios globaux, faisant intervenir un parc de réacteurs éventuellement de différents types, permettant de “ gérer ” ces radioéléments et de définir l’inventaire susceptible de se retrouver dans les déchets ultimes.

Ces radioéléments sont caractérisés globalement par :

- leur inventaire qui correspond à l’activité et qui permet donc de calculer, pour évaluer les risques éventuels, une radiotoxicité à un instant donné, en réunissant l’ensemble des produits considérés comme des déchets.
- les doses à l’exutoire qui sont associées au stockage géologique, prennent en compte les phénomènes de migration et considèrent les risques éventuels pour les populations. Elles s’évaluent grâce à des modèles complexes, qui permettent de quantifier la contribution de chaque radionucléide, initialement présent dans le stockage, à la dose à l’exutoire calculée : La toxicité chimique sera également prise en compte.

Les recherches conduites sur chaque maillon de la chaîne doivent être appréciées au regard de leur contribution à la réduction de l’inventaire et des doses à l’exutoire.

La réduction de l’inventaire vise tant la diminution dans l’absolu de l’inventaire des produits à entreposer en surface, que la réduction des risques potentiels en cas d’événements hypothétiques d’origine naturelle ou humaine touchant un éventuel stockage.

Les recherches en cours répondent bien à ces exigences. Elles attachent une importance particulière au plutonium qui correspond à la majeure partie de l’inventaire et elles s’attaquent également aux actinides mineurs qui représentent la majeure partie de l’inventaire radioactif hors plutonium, après décroissance de l’activité des produits de fission.

La réduction des doses à l’exutoire passe tout d’abord par la conception d’ensemble du stockage (choix du site et des barrières) et par la limitation de l’activité des radionucléides les plus mobiles. Elle peut être complétée par un traitement sélectif des radionucléides apportant la plus forte contribution à la dose à l’exutoire. Les recherches correspondantes concernent la séparation poussée, la transmutation et le conditionnement spécifique. Dans ce cadre, un effort particulier est mené sur les produits de fission à vie longue.

Il est logique d’accorder la plus grande priorité aux recherches concernant la gestion des radionucléides potentiellement les plus significatifs. Cependant l’examen des différentes situations telles que l’entreposage de longue durée, le stockage en formation géologique profonde dans la situation de référence ou dans des situations altérées conduit à différents classements des radionucléides. Dans cette phase du programme, il apparaît prématuré de limiter le champ des recherches dont beaucoup conservent un aspect exploratoire ; le premier exercice de sélection et de hiérarchisation des radionucléides permet cependant d’envisager les orientations futures.

En conséquence, la définition des priorités des recherches résultant d’une hiérarchisation de la contribution des radionucléides à divers horizons temporels ne pourra définitivement être considérée qu’après l’analyse des concepts de stockage proposés dans le cadre de l’axe n°2 des recherches.

4.3.1.3- Réversibilité

Le concept d’entreposage de longue durée en surface intègre par définition la réversibilité. En effet, une installation de ce type est conçue pour l’entreposage et le désentreposage des colis, en assurant leur protection de façon robuste et durable.

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

Un effort accru a été consacré à l'étude de la réversibilité suite à la demande du Gouvernement du 2 février 1998. Cet effort vise à mieux formaliser les modalités de réversibilité et à identifier les mécanismes physiques et chimiques, en particulier lié 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 leur comportement à long terme constituent un des points déterminant la réversibilité, de même que l'évolution des ouvrages. Confirmant ces orientations, le Gouvernement a affirmé le 9 décembre 1998 sa volonté de s'engager résolument dans la voie de la réversibilité.

4.3.1.4- Flexibilité

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

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

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

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

Les recherches doivent permettre d'évaluer les bénéfices à terme 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).

4.3.1.5- Faisabilité industrielle des résultats de recherches

L'exploration des différentes solutions applicables à la gestion des produits de l'aval du cycle doit être menée avec une grande liberté intellectuelle pour encourager l'innovation. Cependant, quand la faisabilité scientifique paraît acquise, le passage des recherches au stade industriel doit absolument être examiné 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 déterminer les adaptations qui pourraient être nécessaires de l'outil de production si telle voie ouverte par les résultats de recherche était mise en œuvre.

Cette évaluation doit faire appel à l'expérience des acteurs industriels. Tenant compte de leurs contraintes qui incluent le souci de la sûreté et de l'efficacité économique, ils pourront, le cas échéant, donner une inflexion à leurs procédés et à leur outil de production dans un délai de quelques à une dizaines d'années. Les 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 seraient en mesure de s'adapter à diverses évolutions techniques issues d'une éventuelle décision législative.

4.3.1.6- Acceptabilité sociale des solutions et gestion des systèmes sociotechniques

L'acceptabilité sociale des activités de gestion des produits de l'aval du cycle : centres de stockage, usines de retraitement, transports, effluents, etc., constitue un paramètre important pour le choix des solutions de gestion des déchets. Il est donc nécessaire d'intégrer, dès l'origine, cette préoccupation aux projets de recherche, dont elle doit constituer un élément.

Cela revêt au moins deux formes. D'une part, conduire les études nécessaires pour mesurer l'impact comparatif des solutions proposées. Ces études d'impact devront être suffisamment étayées et explicitées pour disposer d'une crédibilité incontestable.

D'autre part, bien que le dossier soit fort complexe, il faut d'ores et déjà conduire une réflexion sur la manière de permettre un débat aussi large que possible entre les acteurs, les élus et la population. Cela passe par une étape d'appropriation par tous les intervenants de l'ensemble des données, non seulement techniques mais aussi sociales et économiques, caractérisant les diverses options. Un soin particulier sera apporté à consolider leur crédibilité en mettant en évidence les points de débats essentiels. De plus, une réflexion d'ensemble sur le contrôle des systèmes techniques s'imposera, même si elle ne relève pas stricto-sensu des recherches voulues par la loi.

4.3.2- Systèmes techniques et mise en œuvre de la recherche

Quoique la loi du 30/12/91 soit uniquement relative à la gestion des déchets à haute activité et à vie longue, la cohérence des recherches ne peut s'évaluer que dans le cadre de leurs possibilités de mise en œuvre au sein de systèmes de production électronucléaire incluant le cycle du combustible, les réacteurs et les installations d'entreposage et de stockage.

Les premières générations de réacteurs nucléaires ont été conçues avec l'objectif de produire de l'électricité au moindre coût avec un niveau satisfaisant de sûreté. Il semble que les réacteurs de l'avenir pourraient contribuer, de surcroît, à la maîtrise de la gestion de l'aval du cycle du combustible par de nouvelles options.

Dans la plupart des cas, les systèmes envisagés par la recherche et les scénarios proposés par l'industrie se recoupent. Toutefois, les deux approches diffèrent dans leurs perspectives. Les scénarios industriels correspondent à une évolution dans le temps de l'outil industriel. Ils reflètent en conséquence des préoccupations typiquement industrielles comme les impératifs économiques, le maintien d'outils et de savoir-faire ou leur évolution progressive.

Parallèlement, les recherches explorent aussi des hypothèses de systèmes techniques dont certaines peuvent être considérées comme trop futuristes par l'industrie d'aujourd'hui. De même que pour les recherches tournées vers les technologies et les procédés, une marge de liberté doit être laissée à la recherche en matière de systèmes. En fait, le dialogue entre la recherche et l'industrie devra se poursuivre pendant toute la durée du programme de recherche.

En première approximation, les systèmes techniques peuvent être caractérisés par quelques paramètres majeurs :

- L'existence ou non d'un stockage en formation géologique profonde,
- Les contraintes sur la nature et l'activité des radioéléments admis dans le stockage,

- Quantité substantielle de plutonium ou non,
 - Quantité substantielle d'actinides mineurs ou non,
 - Conditionnement spécifique de certains radioéléments.
- Le parc de réacteurs nucléaires futurs,
 - REP évolutionnaires
 - HTR
 - Réacteurs à neutrons rapides (RNR)
 - Systèmes hybrides (accélérateur et réacteur sous-critique)
 - Les options liées au combustible telles que le recyclage du plutonium (combustible en REP de type MOX, MIX, APA²,...), de l'uranium de retraitement, de l'utilisation du thorium.
 - Les options du retraitement
 - Poursuite avec des améliorations mineures
 - Retraitement - conditionnement sans recyclage
 - Retraitement simplifié avec extraction moins complète du plutonium
 - Retraitement poussé avec séparation des actinides mineurs et de certains produits de fission,
 - Séparation isotopique du plutonium et de l'uranium de retraitement
 - Abandon.

Bien que le stockage ne constitue que l'une des voies de gestion que la loi demande d'explorer, il est commode, pour la clarté de l'exposé, d'agencer les diverses possibilités de systèmes autour d'hypothèses concernant ce dernier. Telle est la fonction du tableau synoptique ci-après.

Les orientations de recherche définies dans ce tableau correspondent non pas à une description exhaustive de tout ce qui devrait, ou pourrait, être entrepris, mais se bornent, pour la simplicité, aux éléments les plus significatifs dans l'hypothèse considérée.

Dans toutes les hypothèses présentées dans le tableau ci-dessous, l'entreposage doit couvrir a minima la période préalable à la mise en oeuvre des systèmes techniques évoqués. Il s'agit donc d'un thème générique transversal.

De même, les conséquences éventuelles de chacune des hypothèses envisagées devront être examinées, de manière transversale, dans l'ensemble des programmes de recherche.

² Plutonium sur matrice inerte d'oxyde de cérium

Hypothèses concernant le stockage en formation géologique profonde	Priorités pour la recherche et commentaires	Systèmes techniques
Pas d'autorisation de réalisation d'un stockage	Entreposage de longue durée	Tous réacteurs, avec ou sans retraitement, installations pour entreposage longue durée
Stockage recevant tous les déchets en quantités substantielles, y compris le plutonium	<p>Développement du stockage direct des combustibles usés UOX et MOX et des divers autres déchets</p> <p>* Etude de solutions de recyclage partiel et de leurs contraintes</p> <p>* Optimisation des procédés et des conditionnements</p> <p>Entreposage</p>	<p>REP-UO2 :</p> <ul style="list-style-type: none"> - Stockage direct sans retraitement <p>REP-UO2-MOX :</p> <ul style="list-style-type: none"> - Etude de retraitement-conditionnement <p>REP-MOX :</p> <ul style="list-style-type: none"> - Stockage direct des MOX et UOX sans emploi - Retraitement simplifié <p>REP :</p> <ul style="list-style-type: none"> - Multirecyclage - Retraitement simplifié
Stockage recevant tous les déchets en quantités notables, sauf le plutonium	<p>Stockage des produits de type “ verres ”</p> <p>Utilisation du plutonium (poursuite des programmes “ recyclage du plutonium ” et “ transmutation - systèmes hybrides ” et du programme associé dans PHENIX)</p> <p>Entreposage</p>	<p>Parc mixte de REP et de RNR avec retraitement classique</p> <p>REP recyclage homogène MOX dans tous les REP, Retraitement classique</p>
Stockage recevant tous les déchets en quantités notables, sauf plutonium et actinides	<p>Etudes sur le stockage</p> <p>Etudes de faisabilité sur les diverses possibilités de séparation-transmutation, voire séparation-conditionnement</p> <p>Entreposage</p>	<p>Parc mixte de REP et de RNR retraitement poussé, transmutation des actinides</p> <p>Réacteurs hybrides ou autres réacteurs innovants. Séparation poussée, transmutation des actinides</p>
Stockage avec les mêmes contraintes, limitation sur les produits de fission à vie longue	<p>Recherches sur la séparation</p> <p>Etudes de faisabilité de tout dispositif de transmutation (incinérateurs spécifiques par exemple)</p> <p>Conditionnement</p> <p>Entreposage</p>	<p>Réacteurs innovants. Séparation poussée, transmutation des actinides et des produits de fission à vie longue</p> <p>Conditionnement</p>

Il va de soi qu'aucune des hypothèses envisagées ci-dessus ne peut être privilégiée en l'état. Ces hypothèses de systèmes peuvent constituer des références permettant de mesurer la cohérence des recherches sur les différents systèmes et leurs composants.

Dans la réalité, il est plausible de considérer qu'elles co-existeront. Il sera de plus nécessaire de gérer l'héritage lié aux choix antérieurs. Il existe en outre de multiples variantes qui associent différemment les options de stockage et de réacteurs.

La souplesse nécessaire pourra être procurée par l'entreposage à moyen ou long terme des produits du cycle qu'il s'agisse soit de produits potentiellement utilisables, soit de déchets en instance de stockage en formation géologique profonde. Toutefois, cet entreposage pourra soulever des difficultés techniques auxquelles l'axe 3 doit apporter des réponses.

Une autre contrainte forte concerne l'enchaînement des scénarios relatifs au stockage en formation géologique profonde. Le premier déterminant des scénarios de mise en oeuvre est constitué par les contraintes qui leur sont imposées en ce qui concerne l'activité, le dégagement thermique et la nature des déchets qui y seront stockés.

A titre de cas limite, après la mise au stockage de quantités substantielles de combustibles usés, le bénéfice attendu d'une réduction de l'activité des déchets enfouis par la suite sur le même site, ne se manifesterait pas avant un temps très long, les verres contenant généralement de l'ordre du millième du plutonium contenu dans les combustibles dont ils sont issus.

Les hypothèses de systèmes, objet du tableau précédent, seront utilisées comme des références pour :

- **fixer les objectifs des recherches sur les divers composants pour assurer leur cohérence au sein des systèmes futurs,**
- **évaluer l'état de faisabilité de ces systèmes en jugeant celles de leurs composants.**

4.3.3- Priorités de la recherche

Le programme de recherche doit permettre de fournir en 2006 les éléments au gouvernement et au Parlement pour établir une stratégie de gestion des déchets radioactifs à vie longue.

Il faudra disposer alors :

- de solutions techniques applicables à court et moyen terme pour assurer la gestion des déchets, solutions qui pourront inclure la définition d'un centre de stockage de déchets nucléaires en formation géologique profonde,
- d'études de faisabilité et de scénarios permettant de justifier la stratégie de gestion des déchets nucléaires. Les décisions concernant les déchets qui devront être placés en stockage définitif, seront en effet subordonnées à la faisabilité d'autres solutions de gestion,
- de comparaisons détaillées entre les solutions, étayées par une méthodologie rigoureuse. Cela comprend des études d'impact portant sur l'évaluation dosimétrique comparée, sur les méthodes de calcul. Ces éléments devront être très largement reconnus comme valables et jouir d'une forte crédibilité. Plus largement, cela recouvre la mise en œuvre de la grille d'analyse multicritères, développée au chapitre III, qui doit orienter la réflexion pour la comparaison entre les diverses solutions ouvertes. Ce point transversal par rapport aux recherches des trois axes doit faire l'objet d'une attention particulière dans toutes les études conduites dans le cadre du programme.

Les travaux engagés au titre de la loi du 30 décembre 1991 doivent également pouvoir apporter des propositions concernant la production et la gestion des déchets associés aux études de scénarios explorant des cycles électronucléaires du futur.

De manière transversale, il faut souligner l'importance pour ces programmes de recherches de se placer dans une dynamique forte de développement scientifique. Cela implique en particulier, pour tous les travaux fondamentaux dont la divulgation ne soulève pas de problèmes de propriété industrielle, une stratégie de publications volontariste.

Pour aboutir à ces résultats en temps utile, les priorités suivantes ont été retenues et font l'objet depuis 1992 des travaux décrits au chapitre 5.

4.3.3.1- Au titre de l'axe n°1

- 1- Etudier la faisabilité des divers procédés de séparation, qui constituent un tronc commun préalable pour des possibilités de gestion plus spécifique des radionucléides à vie longue. Choisir et optimiser ceux-ci en fonction de l'efficacité des systèmes d'incinération des **actinides** et de transmutation des **produits de fission à vie longue**, ainsi que des conditionnements spécifiques envisageables pour ces divers produits. Etudier la retraitabilité des combustibles et cibles pour la transmutation, en particulier les procédés pyrochimiques,
- 2- Etudier les scénarios permettant de stabiliser l'inventaire en radionucléides à vie longue, plutonium, actinides mineurs, et certains produits de fission à vie longue, dans des configurations de parcs de réacteurs électrogènes (approche dite “à une strate”) et vérifier la faisabilité au niveau des installations du cycle et des combustibles participant à ces scénarios. Examiner également les possibilités d'élimination de cet inventaire,
- 3- Evaluer les différentes filières innovantes permettant de maîtriser la production de déchets à haute activité et à vie longue, avec un effort important sur les systèmes hybrides, en envisageant un parc mixte à “double strate”, où un petit nombre de réacteurs incinérateurs spécialisés brûleraient les radionucléides à vie longue produits dans les réacteurs électrogènes, en examinant les possibilités de réduction sensible de l'inventaire des déchets. Etudier la faisabilité d'un démonstrateur de système hybride.

4.3.3.2- Au titre de l'axe n°2

- 1- Etudier plusieurs sites et examiner le contexte géologique pour déterminer ses performances en regard du confinement à long terme, notamment grâce à des caractérisations et essais en laboratoires souterrains permettant de compléter et qualifier les modèles géologiques proposés,
- 2- Etudier les déchets afin de disposer d'une bonne connaissance de leur inventaire, nature, contenu et de leur conditionnement afin de s'assurer de leur compatibilité avec les exigences d'un stockage souterrain,
- 3- Etudier des concepts de stockage simples et industrialisables, mobilisant des moyens raisonnables et des techniques éprouvées, satisfaisant aux exigences de sécurité et de sûreté,
- 4- Evaluer la sûreté des stockages aux différentes phases de vie,
- 5- Etudier la réversibilité des stockages, en précisant les implications techniques de conception, d'exploitation et de surveillance, et les conséquences en termes de sûreté.

4.3.3.3- Au titre de l'axe n°3

- 1- Etudier et développer d'autres conditionnements assurant un confinement sûr et durable des radionucléides: nouvelles matrices de conditionnement permettant de confiner encore plus durablement les radioéléments à longue durée de vie potentiellement plus mobiles ; conteneurs, en particulier pour les combustibles irradiés,
- 2- Etudier et proposer les solutions de conditionnement de tous les déchets anciens, en soutien aux industriels exploitants,

- 3- Etudier et prévoir le comportement à long terme des colis, dans les conditions types de leur environnement (entreposage ou stockage, en situation normale ou dégradée),
- 4- Caractériser les colis de déchets existants qui le nécessitent et définir des colis compatibles avec l'entreposage et le stockage et les critères d'acceptation associés,
- 5- Développer des concepts d'entreposage de longue durée, en surface ou en subsurface, notamment pour les combustibles irradiés non retraités actuellement, ainsi que pour **tous** les autres produits de l'aval du cycle, démontrer leur sûreté, et fournir les résultats nécessaires à la décision en 2006.

4.3.4- Acquis et perspectives

Les travaux menés depuis 1991 ont permis de constituer le cadre scientifique des recherches, de réaliser ou configurer les grands équipements expérimentaux nécessaires, de produire des résultats scientifiques et techniques importants, et de dégager les principales lignes directrices suivantes :

- Les études de séparation constituent un tronc commun préalable pour des possibilités de gestion plus spécifiques des radionucléides à vie longue. COGEMA est depuis de nombreuses années engagé dans une stratégie de réduction des volumes de déchets qui a été rendue possible industriellement grâce aux importants programmes de R&D réalisés par le CEA.

Ces programmes s'articulent principalement autour de trois projets industriels :

- une nouvelle gestion des effluents de faible et moyenne activité pour l'usine COGEMA à la Hague. Elle comporte la suppression du traitement des effluents par coprécipitation et de la production associée de bitumes pour en conditionner les boues,
- l'arrêt de la cimentation des déchets de structure (coques et embouts) des combustibles et la mise en service d'un nouveau procédé de compactage (2000),
- la mise en œuvre d'un atelier UCD de traitement des sous-produits et des déchets alpha issus du retraitement (et aussi des usines de fabrication des combustibles MOX).

Le recours à ces techniques a d'ores et déjà permis de rationaliser fortement les résidus conditionnés par l'usine de la Hague. La figure 4.3-I présente un schéma d'évolution des volumes de résidus conditionnés dans cette usine, avec la mise en place du conteneur standard (ou "universal canister") qui contient la très grande majorité de l'activité et est destiné au stockage profond ; le même conteneur en acier contient aussi bien les produits de fission et les actinides mineurs vitrifiés (CSD-V) que les coques et embouts compactés avec des déchets technologiques (CSD-C).

La mise en œuvre de cette stratégie permet d'ores et déjà d'atteindre un volume de 0,5 m³ de résidus HAVL par tonne de combustible initial (à comparer à de l'ordre de 2 m³ attendus avec le stockage direct).

- La transmutation, qui s'inscrit dans une vision à long terme de l'énergie nucléaire, ouvre des perspectives de stabilisation dans le temps, voire de réduction, de la quantité de radionucléides à vie longue, dans des scénarios de parcs à une ou deux strates ; les quantités de déchets secondaires à vie longue pourraient être faibles, sans toutefois être nulles,
- Le plutonium est à la fois une matière énergétique valorisable, et aussi le principal contributeur en terme de radioactivité à long terme, et les études de scénarios concernant la gestion des déchets à vie longue doivent s'articuler par rapport à celles qui concernent la gestion à long terme du plutonium,
- Un premier bilan de l'analyse de ces scénarios et des performances d'ensemble a été effectué ; il illustre notamment que le multirecyclage du plutonium apporte un premier gain en réduction de la radiotoxicité potentielle des déchets ultimes d'un facteur 3 à 10 par rapport au cycle ouvert, et que la séparation et la transmutation des actinides mineurs apporterait un gain supplémentaire, se

traduisant par un facteur global de réduction de l'ordre de 100, et dépendant des modes de séparation/transmutation considérés,

- La communauté scientifique nationale a réalisé un important travail d'appropriation des recherches sur les systèmes hybrides pour la transmutation, et a engagé une dynamique de travail dans la perspective d'un projet de démonstrateur européen,
- Cependant, certains types de déchets relèvent d'emblée d'un stockage définitif. La CNE l'a nettement exprimé³ : *« les déchets B sont clairement des déchets ultimes : les chances d'en retirer une substance valorisable ou d'en diminuer la nocivité par transmutation paraissent nulles. ; leur activité est modérée ; ils sont donc justiciables d'un stockage définitif en profondeur, s'ils sont conformes aux spécifications, tel que le prévoit la loi de 91. »*,
- Les travaux menés au titre de l'axe 2 sur le stockage des déchets radioactifs à haute activité ou à vie longue ont permis d'identifier plusieurs sites dont les caractéristiques satisfont aux exigences de la RFS III.2.f. ; l'un d'entre eux, celui de l'Est va donner lieu à la réalisation d'un laboratoire souterrain pour la poursuite des études. Un autre site en milieu granitique doit faire l'objet de recherches en vue d'un second laboratoire souterrain,

Sur la base des connaissances acquises sur les colis et sur les sites, de premières options de conception de stockage ont été proposées, avec la prise en compte de la réversibilité et de la modularité. Les premières propositions de concepts ont donné lieu à une analyse détaillée destinée à identifier pour chaque unité matérielle du stockage et chaque phase de vie les phénomènes déterminants. Les modélisations qui seront établies alimenteront les analyses qualitatives et les évaluations quantitatives de la sûreté des stockages, avec également l'élaboration de scénarios d'évolution.

- Les connaissances sur les colis et celles sur l'environnement doivent conduire à la proposition de spécifications des colis en vue du stockage selon un processus progressif décrit au chapitre 5.2, issues des évaluations de sûreté, avec les modélisations qui les accompagnent.
- Les études de l'axe 3 sur les colis constituent un volet important. Le colis représente l'élément spécifiquement nucléaire dans les différentes installations et phases de gestion à long terme ; il constitue la première barrière de confinement. Les études de comportement à long terme suggèrent des perspectives de grande durabilité de confinement. Elles seront poursuivies avec une démarche étayée et dans un souci de large consensus scientifique, engendrant des connaissances communes aux axes 2 et 3.
- Les études sur l'entreposage de longue durée permettent d'envisager des concepts d'installations en surface ou subsurface aptes à assurer la protection des colis radioactifs sur une durée séculaire, puis leur reprise. Les recherches et développements portent particulièrement sur :
 - * la conception d'entreposages sûrs, robustes, minimisant la charge d'exploitation, avec leurs moyens de surveillance,
 - * la démonstration des performances à long terme des composants et systèmes,
 - * la conception de conteneurs pour les combustibles irradiés et les autres formes contenant les radionucléides,
 - * la reprise à long terme des colis.

Elles sont menées afin de fournir au gouvernement les éléments décisionnels nécessaires concernant cette option, et afin qu'il dispose d'une réelle possibilité de choix de concepts et de sites en 2006.

Le chapitre suivant décrit le programme des recherches 2000-2006 et présente les étapes qui consolideront ces études jusqu'au stade de faisabilité technique et d'évaluation de faisabilité industrielle, où les études technico-économiques et de comparaisons d'options et de scénarios se renforceront.

³ Commission Nationale d'Evaluation relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs, **Réflexions sur la réversibilité des stockages**, juin 98, Page VII

VOLUMES DE RÉSIDUS GÉNÉRÉS DANS UP3 (DÉCHETS À PÉRIODE LONGUE APRÈS CONDITIONNEMENT)

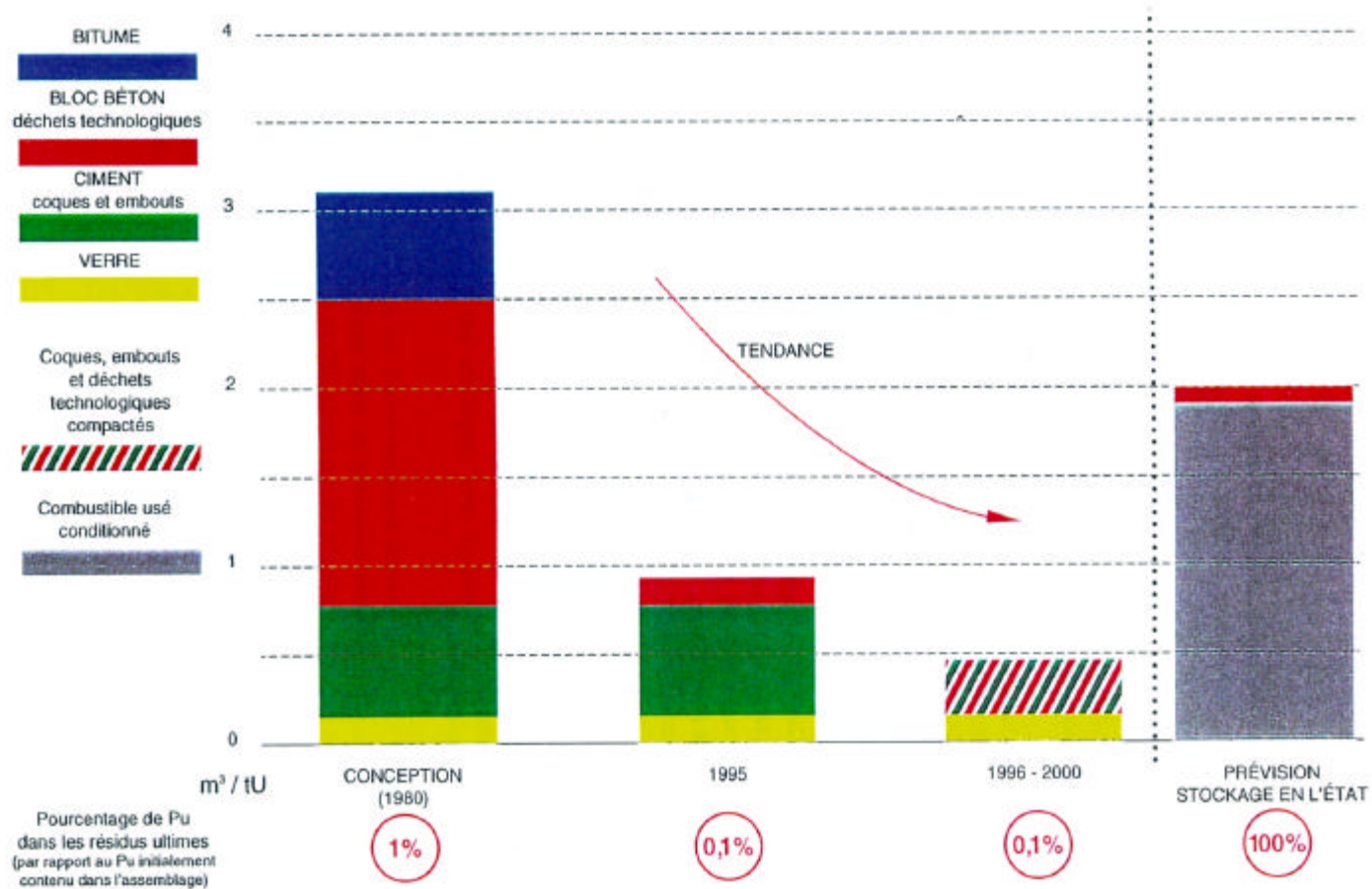


Figure 4.3-I

VOLUMES DE RÉSIDUS GÉNÉRÉS DANS UP3 (DÉCHETS À PÉRIODE LONGUE APRÈS CONDITIONNEMENT)

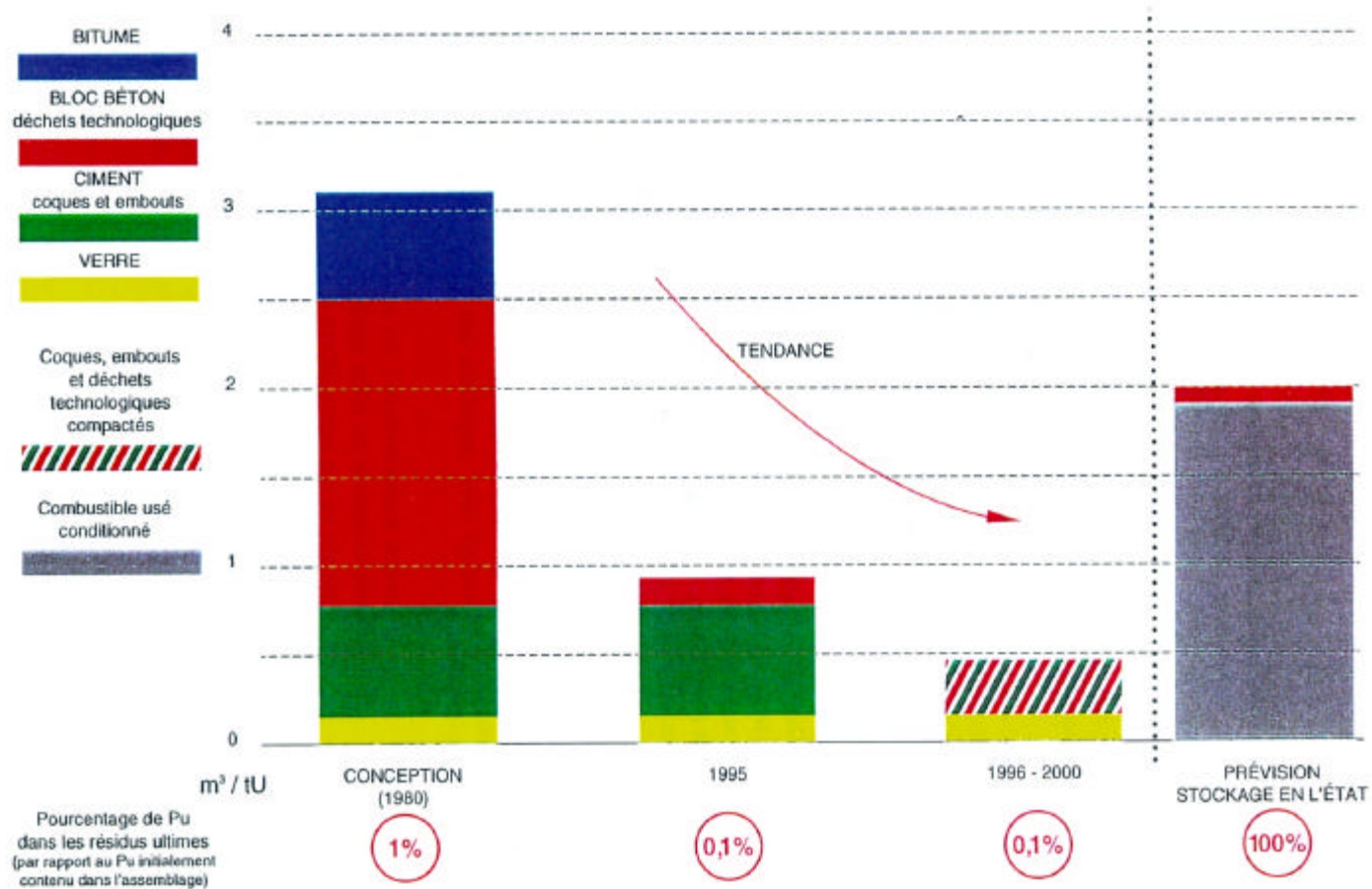


Figure 4.3-I

Chapitre 5 : Présentation et analyse des programmes de recherche

Le pilotage des recherches a été confié par les ministères :

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

Le pilotage consiste :

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

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

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

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

Le chapitre 5 du présent document a pour objet de présenter les aspects scientifiques et techniques des programmes de recherche et de la coordination au sein d'un même axe et entre axes de recherche.

Une importante communauté scientifique est mobilisée sur les recherches présentées dans les paragraphes 5.1, 5.2 et 5.3. Pour le CNRS, les Départements impliqués sont notamment le Département des Sciences Chimiques (SC), l'Institut National des Sciences de Physique Nucléaire et de Physique des Particules (IN2P3), l'Institut National des Sciences de l'Univers (INSU). Les contributions de COGEMA, d'EDF, du BRGM ou d'ANTEA sont également importantes.

En ce qui concerne l'IPSN, son programme de recherche propre doit lui permettre d'être prêt à jouer son rôle d'appui technique des autorités de sûreté lors des rendez-vous prévus avec les industriels. Il planifie donc sa recherche de manière indépendante en tenant compte des échéances industrielles et de l'avancement des programmes scientifiques dans les trois axes. Ses travaux sont présentés en annexe 5.

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

- 1- La **Recherche et Développement**, qui formule et décline les questions fondamentales, élabore les programmes destinés à y répondre, anime et élabore la palette des **solutions techniques** à travers les phases de faisabilité scientifique, technique et d'évaluation de faisabilité industrielle.

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

- 2- Les choix de **stratégies industrielles**, qui relèvent **des industriels eux-mêmes et des pouvoirs – publics**.

Ce chapitre présente l'organisation des recherches au plan opérationnel, la coordination des acteurs s'opérant aux deux niveaux suivants :

La coordination scientifique et technique au sein de chaque axe

Cette coordination est assurée respectivement par l'ANDRA et le CEA, et réalisée en s'appuyant sur un certain nombre d'accords ou de structures associant les acteurs de la recherche ainsi que les industriels :

- > Les « Groupements De Recherche » (GDR), avec le CEA, l'ANDRA, le CNRS, EDF, FRAMATOME par exemple.
- > Les accords bi ou multilatéraux :
 - accord cadre ANDRA-CEA sur l'axe 2 et les connaissances communes aux axes 2 et 3,
 - programmes d'intérêt commun entre le CEA et COGEMA,
 - accord tripartite entre le CEA, EDF et FRAMATOME.
- > Les réunions thématiques sur les aspects scientifiques et l'orientation des travaux.
- > Les Conseils Scientifiques au sein des organismes coordinateurs.

Les contributions techniques issues des travaux sur chaque axe sont présentées aux paragraphes 5.1, 5.2 et 5.3.

Pour ce qui est de l'axe 2, l'ANDRA anime, en étroite coordination avec son Conseil Scientifique, un réseau de collaborations scientifiques qui fait appel notamment aux compétences des Universités, du CNRS et d'organismes de recherches thématiques (BRGM, CEA...).

Au sein du CEA, les travaux coordonnés par la Direction de Programme Loi de 1991 sont réalisés principalement par la Direction de l'Energie Nucléaire (DEN) avec la contribution de la Direction de la Recherche Technologique (DRT) de la Direction des Sciences de la Matière (DSM), de la Direction des Sciences du Vivant (DSV), et de la Direction des Applications Militaires (DAM).

La coordination scientifique et technique entre les axes

L'accord cadre conclu entre le CEA et l'ANDRA permet cette coordination ainsi que des échanges d'informations pour assurer des liens de coordination entre axes. A partir de 1996, répondant en cela aux recommandations de la CNE, l'élaboration du Programme des Recherches a constitué le support pour cette coordination.

La coordination entre axes est essentiellement articulée autour de :

- l'étude des possibilités de réduire à la source la quantité de radionucléides à vie longue, pour une même quantité d'électricité produite en réacteur ;
- l'ouverture des options dans les stratégies de l'aval du cycle (du recyclage - transmutation poussé au stockage direct), avec l'étude d'une palette de solutions scientifiques et techniques et des concepts d'entreposage de longue durée contribuant à la flexibilité de gestion ;
- la prise en compte de l'inventaire des déchets, en liaison avec le concept de stockage et sur la base de l'élaboration des spécifications en vue du stockage.

On en déduit en particulier les points suivants pour les axes 1 et 3 :

- les études sur le traitement des déchets qui pourraient s'imposer, par exemple la séparation de certains radionucléides, ou de certains toxiques chimiques, s'appuieront sur les études de l'axe 2 ;
- les études sur des conditionnements adaptés aux déchets non encore conditionnés et répondant aux spécifications ANDRA seront étroitement liées aux réflexions conduites dans l'axe 2 ;
- il en va de même pour les études de mise au point d'échantillonnage de certains déchets, de mesure de leurs caractéristiques, en prenant notamment en compte certaines spécifications de l'ANDRA en vue de leur éventuel stockage ultérieur ;
- les études devront mettre l'accent sur les besoins de caractérisation spécifiques de l'entreposage de longue durée.

Le contrôle scientifique est assuré au niveau de chacun des organismes par :

- les conseils scientifiques et techniques au CEA,
- le conseil scientifique de l'ANDRA, ainsi que le Comité d'Orientation et de Suivi en cours de constitution pour le site de l'Est,
- les conseils scientifiques pour chacun des GDR.

Les résultats des recherches sont publiés dans les rapports ou bilans scientifiques annuels de l'ANDRA et du CEA ainsi que dans les publications scientifiques réalisées par les pilotes, avec leurs partenaires et notamment dans le cadre des GDR.

5.1- Les recherches menées dans le cadre de l'axe 1 : Séparation-transmutation

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

L'objectif général des recherches de l'axe 1 est d'étudier les solutions permettant de réduire substantiellement la masse et la toxicité des radionucléides à vie longue formés lors de la production d'énergie, en les séparant des autres atomes contenus dans les déchets, puis en les transmutant, afin de les transformer en atomes non radioactifs ou à vie plus courte. Les études de séparation constituent le préalable commun pour les travaux de l'axe 1.

En complément à la stratégie de référence "Séparation-Transmutation", on examine aussi une voie alternative de "Séparation-Conditionnement" avec l'étude et le développement de nouvelles matrices de conditionnement spécifiques pour les radionucléides séparés qui ne pourraient être transmutés. L'étude et le développement de ces matrices, ainsi que la démonstration de leur performance de confinement à long terme, sont présentés dans le chapitre 5.3 (axe 3).

Les études portent sur :

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

On veille à un bon équilibre des efforts conduits sur ces deux types de produits.

On notera que les développements menés au sein de cet axe supposent la permanence d'une stratégie de retraitement des combustibles usés, qui permet de séparer industriellement l'uranium et le plutonium des actinides mineurs et des produits de fission à vie longue.

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

Les installations types considérées pour la mise en œuvre de la transmutation sont des parcs de réacteurs :

- de type REP existants, avec des évolutions proches des modes de gestion actuels (combustible MOX "classique", combustibles MIX [plutonium sur support uranium enrichi], APA [plutonium sur matrice inerte]...),

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

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

- de type mixte, avec l'introduction de réacteurs à neutrons rapides, de réacteurs HTR et/ou de systèmes innovants dédiés à la transmutation. Des travaux de simulation d'évolution d'un parc ont montré l'apport de telles stratégies en regard des objectifs de l'axe 1. Ces études de nature technique et économique, se poursuivent à EDF, COGEMA, FRAMATOME et au CEA. De nombreuses passerelles peuvent exister entre les différentes options, permettant de préserver une flexibilité dans le cadre des orientations retenues.

Le programme **SPIN**³ du CEA est le principal constituant de l'Axe 1. Il porte sur la séparation poussée de radionucléides à vie longue et sur leur incinération en réacteurs et en systèmes hybrides. Sur cet axe, des recherches sont menées par divers organismes notamment dans le cadre des groupements de recherche (GDR) PRACTIS et GEDEON. Les actions du CNRS au sein des GDR sont fédérées par le programme PACE. EDF, COGEMA, FRAMATOME, d'autres équipes universitaires et du CNRS contribuent également à ces études, qui bénéficient d'importantes collaborations internationales (Europe, Japon, Russie, Etats-Unis,...).

Le CEA mène par ailleurs des études visant à adapter les techniques de retraitement à l'évolution des combustibles dans un contexte de préservation de la compétitivité économique. Elles ne font pas, en toute rigueur, partie du programme des recherches de l'axe 1. Elles constituent toutefois un environnement essentiel du programme SPIN, par l'importance dominante des combustibles irradiés dans l'inventaire des déchets à haute activité et à vie longue. Il en va de même des programmes relatifs à l'utilisation du plutonium dans les réacteurs REP, RNR ou HTR.

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

5.1.1- La séparation poussée

L'effort de recherche concernant la séparation poussée s'effectue pour l'essentiel dans le cadre du programme SPIN. En support aux voies de séparation explorées, des recherches de nature fondamentale sont conduites au sein du GDR PRACTIS et dans des programmes spécifiques sur la chimie théorique et la modélisation.

5.1.1.1- Les voies de référence du programme SPIN/Séparations

L'objectif est la séparation poussée de radionucléides à vie longue, autre que celle de l'uranium et du plutonium (acquise dans le retraitement actuel PUREX). Des priorités ont été définies, selon les critères évoqués précédemment ; il s'agit d'une part des actinides mineurs et d'autre part de certains produits de fission ou d'activation.

Pour ces éléments, l'exploration des voies envisageables pour mener à bien les séparations doit être aussi ouverte que possible. Toutefois, il a été retenu comme voie de référence le développement de procédés de séparation par extraction sélective, soit en adaptant le procédé PUREX, lorsque cela est

³ Le programme SPIN, initié par le CEA en 1992, est aujourd'hui constitué par la réunion des programmes « Séparation poussée » et « Transmutation »

possible, soit en opérant des extractions liquides complémentaires sur l'effluent de très haute activité contenant l'essentiel des produits de fission et actinides mineurs.

Ce choix préliminaire est fondé sur les considérations suivantes :

- les procédés d'extraction par solvant permettent d'atteindre des taux de séparation très élevés, tout en générant peu de déchets technologiques (comme l'atteste en particulier le retour d'expérience des usines de La Hague) ;
- seules des solutions s'inscrivant dans une continuité technologique apparaissaient compatibles avec une hypothèse de déploiement industriel à l'horizon post-2006.

Pour ces voies de référence présentées dans les figures 5.1-I et 5.1-I bis, ont donc été établis des programmes et des calendriers cohérents avec l'échéance de 2006.

SEPARATIONS : SCHEMA DE REFERENCE

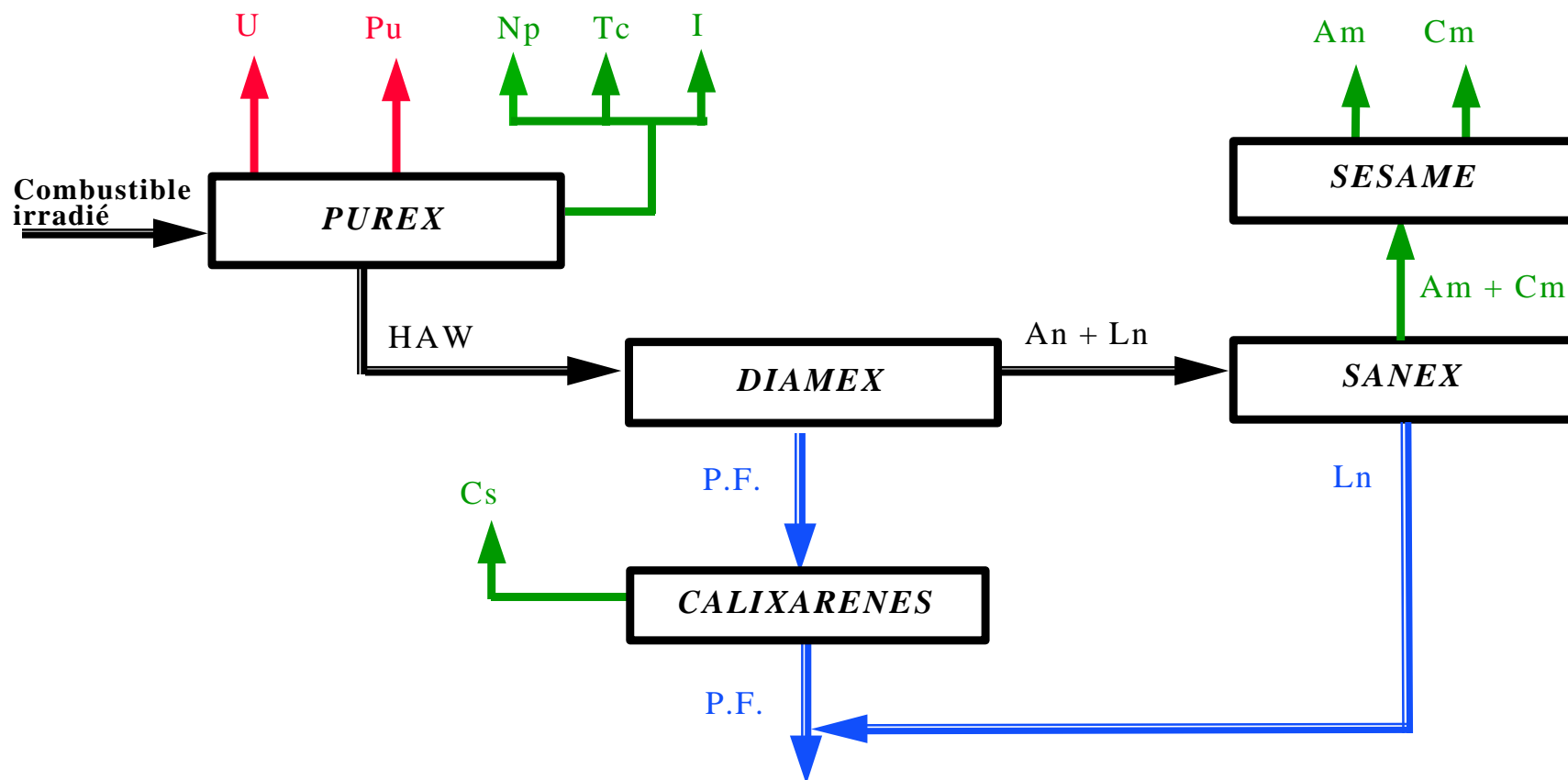


Figure 5.1-I

SEPARATIONS : VARIANTE AU SCHEMA DE REFERENCE

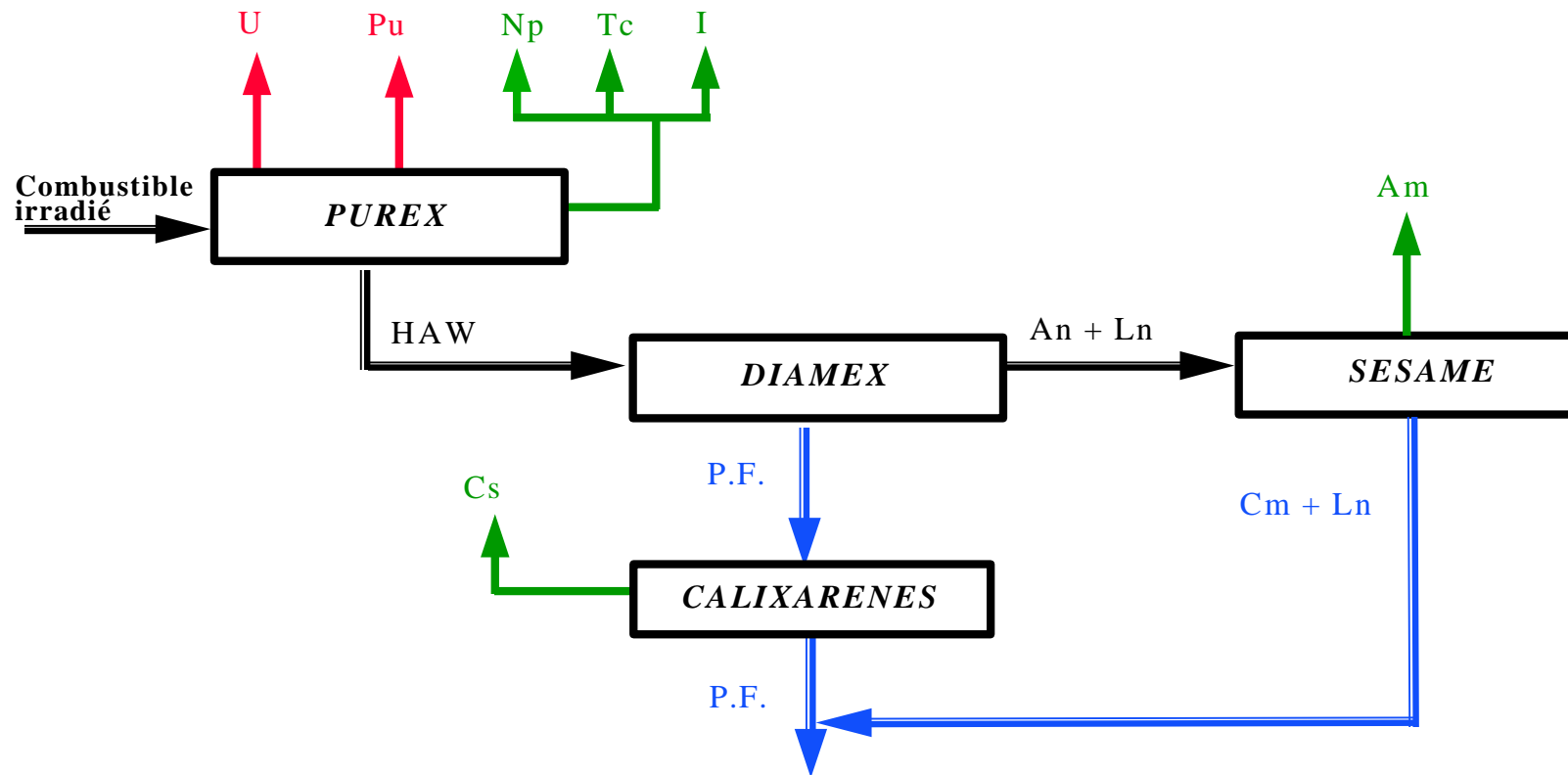


Figure 5.1-I bis

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

- la démonstration de **faisabilité scientifique** (validation de l'ensemble **des concepts de base**) ;
- la démonstration de **faisabilité technique** (validation d'un **procédé**) ;
- l'évaluation des déchets secondaires produits ;
- l'évaluation préliminaire du coût économique du procédé de récupération (à partir de la seule faisabilité technique) ;
- l'estimation du coût radiologique du procédé ;
- le dossier des études complémentaires à mener pour l'industrialisation du procédé.

a) Programme actinides :

L'objectif principal est de démontrer pour 2005, à l'échelle du laboratoire, la faisabilité technique d'un procédé de récupération de 99,9 %⁴ de l'américium, du curium et du neptunium par des modifications et des compléments à un procédé de retraitement de type PUREX tel que mis en œuvre aujourd'hui dans les usines de La Hague.

Ce procédé de retraitement permet déjà de récupérer de l'ordre de 99,9 % de l'uranium et du plutonium à l'échelle industrielle. Il peut retraiter des combustibles UOX ou MOX. Une variante est également étudiée : il s'agirait de mettre au point pour 2005 un procédé de récupération de l'américium et du neptunium seulement (la séparation et la gestion du curium apparaissant délicates, pour une contribution moindre à l'inventaire radiotoxique).

Les performances à atteindre en terme de pureté des produits seront précisées au fur et à mesure de l'avancée des études de transmutation.

Les grandes étapes visées pour ce programme sont la démonstration de faisabilité scientifique d'ici 2001 et de faisabilité technique entre 2001 et 2005. Ses composantes à moyen terme se rassemblent sur les thèmes suivants (cf. figure 5.1-II et 5.1- II bis) :

- extension du procédé PUREX à la séparation du neptunium : dossier de faisabilité (technique) en 2003 ;
- développement du procédé DIAMEX de séparation : Am + Cm + lanthanides // autres produits de fission. La faisabilité scientifique a été acquise, lors d'essais menés sur solutions réelles à l'échelle du laboratoire, en 1994. Un schéma de référence a été défini en 1996 et on prévoit d'atteindre la faisabilité technique en 2003;
- procédé de séparation Am + Cm//lanthanides (concept SANEX). La faisabilité scientifique est attendue avant 2001. Les premiers essais sur solutions réelles ont débuté en 1999 et un schéma de référence sera défini en 2001 ;
- procédé SESAME de séparation Am//Cm ou Am//lanthanides+Cm. La faisabilité scientifique est attendue en 2001.

⁴ il s'agit là d'un objectif de performance assigné à la R&D par analogie avec le niveaux des performances de récupération des actinides majeurs (U et Pu) aujourd'hui régulièrement atteinte 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.

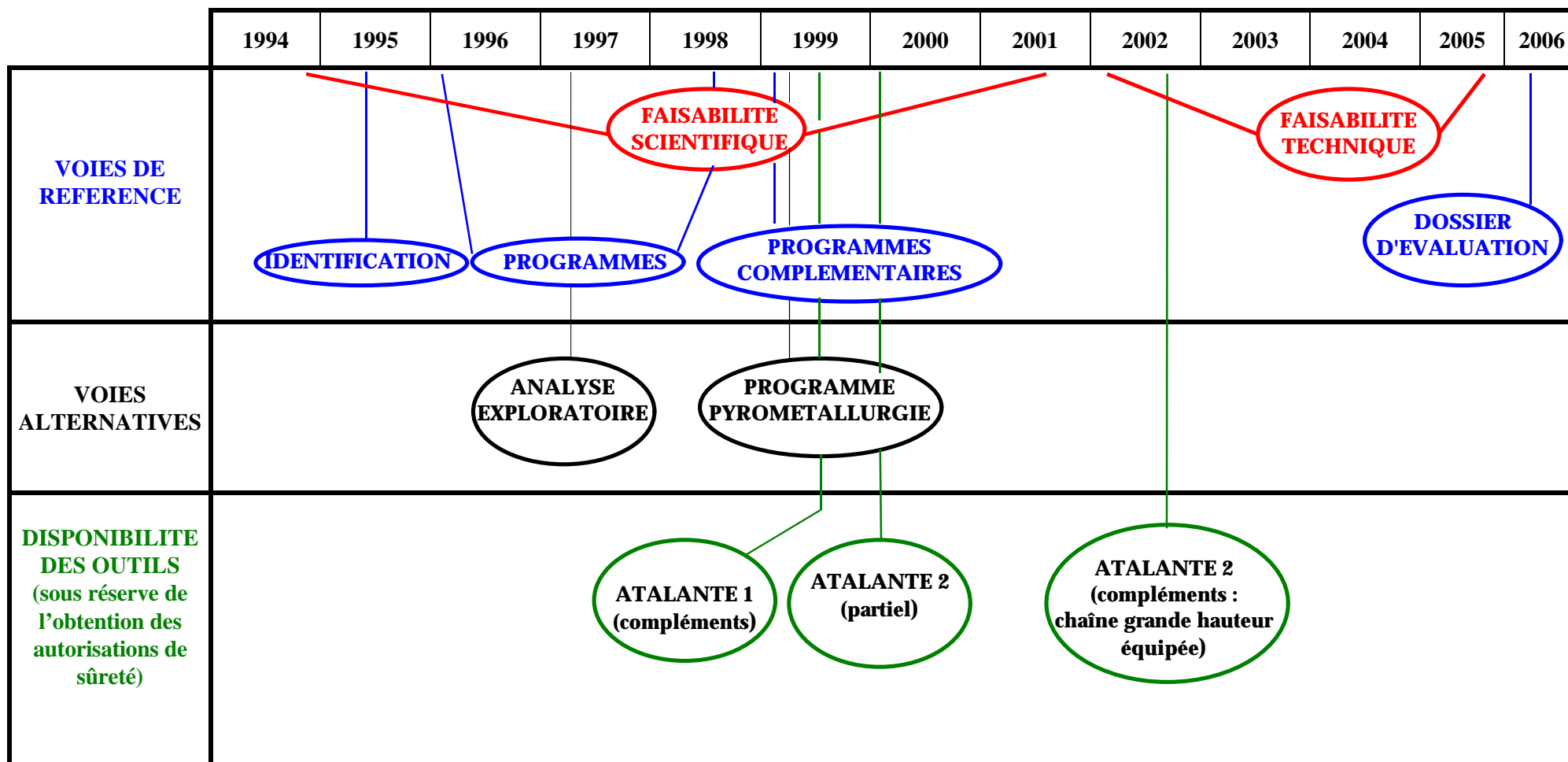
Pour chacune des étapes complémentaires du schéma de référence (cf figure 5.1-II), le premier objectif de la R&D est de définir l'extractant de référence⁵ ; cela est aujourd'hui effectif pour la plupart des opérations concernées, le choix restant aujourd'hui plus ouvert pour le concept SANEX (étant entendu qu'il devra être fixé au plus tard en 2001).

L'extractant de référence du procédé DIAMEX est un diamide : il s'agit d'une famille d'extractants à donneur oxygéné (donneur "dur", conférant affinité envers les cations métalliques par liaison de type ionique), bidendates (deux sites donneurs, pour améliorer la sélectivité de l'extraction vis-à-vis des autres espèces potentiellement extractibles) et sans charge minérale (pour une incinérabilité totale de l'extractant, dans le souci de limiter les déchets secondaires induits par les procédés développés). Les études d'optimisation menées depuis plusieurs années (au regard des divers critères à considérer) conduisent aujourd'hui à retenir dans cette famille un malonamide, le diméthyl-dioctyl-hexyl-ethoxy malonamide (DMDOHEMA).

Pour l'étape suivante de séparation actinides/lanthanides (concept SANEX), on s'est orienté vers des extractants à atomes donneurs "mous" (soufre, azote), susceptibles d'engager les ions actinides dans des liaisons de type covalent, et capables par là d'exacerber des différences -somme toute ténues- des propriétés respectives des éléments 4f et 5f. La voie principale explorée est celle des donneurs azotés, utilisés le cas échéant en association synergique avec d'autres extractants pour renforcer leur affinité. L'objectif est d'aboutir à un extractant aussi sélectif que possible et capable d'opérer avec des performances convenables en milieu d'acidité relativement élevée. La recherche reste aujourd'hui très ouverte, avec une large exploration de divers composés ou associations de composés ; les meilleurs résultats à ce jour ont été obtenus fin 1998 avec des molécules polydentes azotées de la famille des bis-pyridine-triazines ("BTP"), mais plusieurs autres options sont explorées avec des résultats à ce jour encourageants. Le choix d'un système extractant de référence et l'optimisation de la molécule seront effectués à l'issue des essais sur solutions réelles initiés dans ATALANTE fin 1999.

Le procédé SESAME repose sur l'oxydation sélective de l'américium à l'état (+ IV) puis (+ VI), par médiateur électrogénéré et en utilisant un hétéropolyanion lacunaire pour la stabilisation - par complexation - de l'état intermédiaire. Le schéma de référence retient une oxydation par Ag^{2+} électrogénéré, complexation de Am (IV) par un phosphotungstate de formule $\text{P}_2\text{W}_{17}\text{O}_{61}^{10-}$, et extraction de Am (VI) par le tributylphosphate.

⁵ Les options ou variantes sont présentées dans l'annexe 3.



CALENDRIER GENERAL DES RECHERCHES (AXE 1/SEPARATIONS)

Figure 5.1-II

AXE 1 / SEPARATION

PRINCIPALES ETAPES DE LA R&D RELATIVES AUX VOIES DE REFERENCE

	FAISABILITE SCIENTIFIQUE	FAISABILITE TECHNIQUE
SEPARATION Np	1995	2003
DIAMEX	1994	2003
SANEX	2001	2005
SESAME	2001	2005
SEPARATION Cs	1995	2005

Figure 5.1-II bis

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

Les études ont prioritairement 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" dans l'environnement. On vise ainsi :

- à maîtriser de la façon la plus complète possible la séparation de l'iode, aujourd'hui acquise à mieux que 95 % lors de la mise en œuvre du procédé PUREX (dispositifs de piégeage sur effluents gazeux) ;
- à consolider la possibilité d'une récupération du technétium par une adaptation du procédé PUREX (acquis aujourd'hui à mieux que 90 % pour la fraction soluble de l'élément). On cherchera par ailleurs à évaluer les moyens de mise en solution de la fraction insoluble (estimée à environ 10 % à 15 % du technétium de fission pour le combustible UOX de référence), notamment par l'étude d'opérations complémentaires spécifiques sur les résidus de dissolution ;
- 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 avant 2005. Il importe de noter que le combustible irradié contient plusieurs isotopes formés au cours de la fission : césium 133, 134, 135 et 137, l'isotope 135 étant le seul radionucléide à vie longue. L'introduction simultanée de ces isotopes en réacteur, dans le but de transmuter l'isotope 135 se révèle peu efficace (voir courbe présentée à l'annexe 4) car la disparition de cet isotope est en compétition avec sa formation par double capture neutronique sur l'isotope 133. La transmutation du ^{135}Cs ne peut donc s'envisager sans une opération supplémentaire de séparation isotopique. Devant la complexité d'une double séparation, chimique puis isotopique, la transmutation du ^{135}Cs ne peut raisonnablement constituer une solution de référence. C'est donc la stratégie du conditionnement spécifique qui constitue désormais la voie de référence.

Une action complémentaire a été entreprise, qui vise à mieux appréhender le comportement de certains radionucléides à vie longue dans le procédé PUREX (on examine également, dans le cadre des variantes pyrochimiques, le comportement de certains produits de fission). Un programme de recherches complémentaires a été initié : il concerne l'étude du comportement de ^{126}Sn , ^{79}Se , ^{93}Zr , ^{107}Pd , ^{14}C et ^{36}Cl 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 d'une part (capitalisation des connaissances disponibles) mais comportent également un volet expérimental dans les installations d'ATALANTE (détermination de grandeurs élémentaires).

Par ailleurs, on a amorcé en 1998 l'élaboration d'une base de données relative aux Produits de Fission ou Produits d'Activation à vie longue susceptibles d'être présents dans le combustible usé, afin de constituer un recueil de l'ensemble des données disponibles et pertinentes concernant ces radionucléides au regard des divers critères à considérer : abondance des radionucléides, comportement dans le procédé de retraitement, toxicité, solubilité dans les eaux souterraines ou de surface, grandeurs caractéristiques de la mobilité des éléments, aptitude à une récupération sélective, aptitude à la transmutation sous diverses conditions de flux, ... Ces éléments permettront l'actualisation des cibles prioritaires identifiées, et induisant le cas échéant des programmes de recherche complémentaires. Une première version de la base de données a été éditée au premier trimestre 1999, une première actualisation a été effectuée fin 2000 et sera régulièrement enrichie et mise à jour.

c) Retraitabilité des futures cibles de transmutation :

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

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

Pour le second concept en revanche on privilégie aujourd'hui la mise au point de cibles permettant l'obtention de taux de transmutation très élevés en une seule passe ("once through") ; mais des stratégies de recyclage paraissent également devoir être considérées pour le cas où il s'avèrerait difficile d'obtenir les performances d'irradiation visées en réacteur (en particulier pour des raisons de tenue en pile des cibles).

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

Le programme de recherches proposé consiste :

- d'une part, à étudier de façon plus approfondie et plus précise, avec le soutien expérimental approprié, le retraitement de combustibles oxydes dopés en americium (correspondant à une stratégie de recyclage homogène, dans les combustibles oxydes [MIX...]) ;
- d'autre part, à conduire une réflexion globale quant aux possibilités de retraitement par voie hydrométallurgique des divers objets -combustibles ou cibles- envisagés dans les divers concepts ; les principales difficultés à évaluer concernent la possibilité de dissolution de cibles réfractaires et très fortement irradiées.
- enfin, de mener des réflexions exploratoires relatives à un éventuel traitement pour reconditionnement de cibles "once through", pour le cas où l'endommagement des objets à l'issue de l'irradiation les rendraient inaptes au confinement à long terme.

Un document-programme détaillé sera établi en 2001, à l'issue des premières études menées selon les axes présentés ci-dessus et, plus généralement, de l'avancée des réflexions stratégiques générales. Les orientations proposées à ce stade paraissent pertinentes si l'on considère d'une part le caractère encore très ouvert des options relatives à la conception de cibles pour lesquelles l'effort de recherche est majoritairement orienté vers la possibilité d'obtention de taux d'irradiation très élevés, et par ailleurs le caractère beaucoup plus prospectif des études relatives au concept de double strate, tant en ce qui concerne les dispositifs de transmutation que les combustibles dédiés, rendant difficile le choix d'un objet de référence aujourd'hui pertinent en ce domaine.

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

d) Justification des voies de références et principaux acquis à fin 2000

Pour la séparation des radionucléides à vie longue, la voie principale explorée est celle de l'extraction sélective en complément des séparations déjà opérées par le procédé PUREX mis en œuvre pour la récupération de l'uranium et du plutonium. Cela repose sur les considérations suivantes :

- tout d'abord, il paraît normal d'envisager dans la logique de l'axe 1, une opération préalable de séparation du plutonium (contributeur essentiel à la radiotoxicité à long terme du combustible usé), aujourd'hui effective via le procédé PUREX,
- ensuite, le retour d'expérience des usines de La HAGUE atteste la possibilité d'obtenir des performances de séparation remarquables avec un faible volume de déchets technologiques générés,
- enfin, il s'agit de solutions dans la continuité technologique par rapport à l'existant.

La stratégie générale adoptée consiste donc, pour la séparation des radionucléides identifiés comme cible d'intérêt, à exploiter en premier lieu les potentialités du procédé PUREX, puis à rechercher de nouvelles molécules pouvant être mises en œuvre dans des opérations d'extraction complémentaire, en aval du procédé PUREX. D'autres voies, plus innovantes, telles que les techniques pyrochimiques constituent une alternative intéressante et sont à ce titre évaluées par ailleurs, mais elles ne peuvent pas, compte tenu du retour d'expérience limité dont on dispose à leur égard, constituer aujourd'hui la voie de référence pour la séparation des radionucléides à vie longue.

Plusieurs aspects semblent aujourd'hui bien établis : faisabilité de la séparation de l'iode, du neptunium et du technétium "soluble" par le procédé PUREX, extraction conjointe des actinides et des lanthanides par le procédé DIAMEX, et extraction sélective du césium. Pour ceux-ci la phase de développement des procédés est engagée.

La recherche est moins avancée sur les étapes terminales concernant la séparation des actinides trivalents (américium et curium) : le concept SANEX pour la délicate étape de séparation actinides/lanthanides doit encore être précisément défini (plusieurs options sont encore ouvertes aujourd'hui, la sélection devant intervenir à l'horizon 2000/2001 à l'issue des essais sur solutions représentatives amorcés en 1999 dans l'installation ATALANTE) et le procédé SESAME pour la séparation de l'américium devrait faire l'objet d'essais en configuration et sur solutions représentatives en 2001.

5.1.1.2- Autres procédés

a) Pyrochimie

Certains types de cibles ou combustibles, étudiés dans le cadre des programmes sur la transmutation, semblent difficiles à retraiter par voie aqueuse.

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

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

Le programme de recherche porte principalement sur la retraitabilité des cibles de transmutation après irradiation, et la possibilité de re-extraire les radionucléides à vie longue non transmutés, avec un objectif d'une démonstration en laboratoire sur des cibles du programme d'irradiation dans PHENIX. On évaluera aussi l'apport de la pyrochimie sur les possibilités de récupération des radionucléides à vie longue dans les produits de fission sous forme d'oxydes.

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

Les expérimentations prévues pour la période 1999-2006 seront essentiellement menées à l'échelle du laboratoire, et les principales étapes sont aujourd'hui envisagées comme suit :

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

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

Les principaux axes du programme proposé ont été détaillés et commentés dans un rapport produit en mai 1999.

b) Séparation isotopique du césium

Elle est évaluée au titre de la veille scientifique et technique

c) Séparation chimique des radionucléides à vie moyenne

Les recherches de l'axe 1 de la loi de 91 concernent les radionucléides à vie longue présents dans les déchets.

Par ailleurs, une part importante de la composante haute activité et du dégagement thermique des éléments radioactifs contenus dans les déchets est liée, pendant environ 300 ans, à deux radionucléides à vie moyenne (environ 30 ans), le césium 137 et le strontium 90. Au titre de la veille scientifique et technique, on évalue la faisabilité de leur séparation chimique⁶.

⁶ le césium 137 serait co-extrait avec les autres isotopes du césium, par le procédé de référence utilisant les calixarènes fonctionnalisés. La faisabilité de l'extraction du strontium 90 par des éthers-couronnes (de type DC18C6), a été établie. Des molécules calixarènes de type calix (8) arène di ethyl amide pourraient présenter des performances supérieures et sont aussi évaluées.

5.1.1.3- Connaissances de base

a) Chimie théorique et modélisation

Les recherches relatives à la séparation des radioéléments à vie longue, consistent pour l'essentiel, à concevoir des molécules organiques aptes à extraire de façon sélective les nucléides considérés.

Ces recherches ont privilégié jusqu'ici des approches essentiellement expérimentales, avec des résultats tout à fait significatifs, mais au prix de synthèses et d'expérimentations nombreuses et longues (près de 50 molécules conçues, synthétisées et expérimentées en milieu radioactif pour sélectionner la molécule de référence du procédé DIAMEX).

Les progrès de l'informatique au cours de ces dernières années rendent aujourd'hui possible une évolution de ces approches, en les enrichissant de développements théoriques à caractère fondamental, inaccessibles jusqu'ici dans le domaine concerné, de par la complexité d'application des concepts de la mécanique quantique aux éléments lourds ou aux milieux complexes.

L'apport de la modélisation peut être vu selon deux plans : d'une part comme une aide à la compréhension des mécanismes des processus chimiques mis en jeu au cours de la séparation actinides/lanthanides, d'autre part comme une aide à la conception et à la qualification de nouvelles molécules ou de nouveaux systèmes extractants.

Ces objectifs ambitieux ont servi de guide à la construction d'une démarche dont l'une des étapes essentielles est l'établissement de relations entre la structure de la molécule (ou les grandes valeurs calculées qui lui sont liées) et ses propriétés de séparation. La recherche de ces relations, à l'aide d'outils d'analyse statistique par exemple, doit permettre d'établir des lois de comportements qui, à partir d'un nouveau motif moléculaire, conduiront à calculer a priori certaines propriétés.

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

- 1- d'une part des méthodes de chimie quantique, avec une représentation très complète des édifices considérés (noyau et électrons) ; elles permettent d'approcher de façon très fine les interactions électroniques entre deux entités (extractant et espèce à extraire) mais avec des difficultés d'application aux éléments de numéro atomique élevé ou aux systèmes très complexes ;
- 2- d'autre part des méthodes de mécanique ou dynamique moléculaire qui concernent les approches plus macroscopiques, mais aussi moins précises ; les atomes sont représentés par de simples masses ponctuelles porteuses d'une charge électrique, et les liaisons, assimilées à des ressorts, régies par les lois de la mécanique classique. Ces méthodes permettent de décrire de façon explicite des systèmes complexes (plusieurs milliers d'atomes), tels que les solutions contenant les éléments à séparer.

Il existe entre ces deux approches une similitude dont on cherchera à tirer profit. Ces recherches peuvent aussi contribuer à d'autres axes de la loi comme par exemple l'application à la chimie du solide (simulation de l'évolution à long terme des colis et matrices de conditionnement des déchets radioactifs par dynamique moléculaire [axe 3], ...).

b) GDR PRACTIS

Ces études fondamentales ou de voies alternatives sont largement incluses dans le cadre du Groupement De Recherche PRACTIS⁷ regroupant, le CNRS (DSC et IN2P3), le CEA (DCC) et l'ANDRA depuis 1995 puis l'EDF à partir de 1996. Au total près de 38 équipes de recherche y contribuent, et un renouvellement pour la période 1999-2002 a été décidé en 1998.

C'est à travers le GDR PRACTIS que l'axe 1 "Séparation Poussée" sollicite la communauté scientifique nationale pour contribuer aux recherches de base associées à l'étude des séparations de radionucléides à vie longue. A cet égard, les actions sont menées en liaison étroite avec le GDR "GEDEON" pour les recherches dans le domaine de la pyrochimie. Le GDR PRACTIS a également pour mission, en appui aux actions des GDR FORPRO⁸ et NOMADE⁹, de mener des travaux concernant certaines grandeurs physico-chimiques fondamentales utiles pour les recherches relatives aux axes 2 et 3 : données thermodynamiques concernant la solubilité, la spéciation, la sorption des éléments chimiques ; mécanismes chimiques de base intervenant dans l'altération des matériaux.

Les principaux thèmes de recherche envisagés pour la période 1999-2002 se situent pour l'essentiel dans le prolongement des actions initialement entreprises. Il s'agit :

- de la physicochimie des actinides et autres radioéléments en solution (spéciation, structures, données et modèles thermodynamiques), y compris en milieu sels fondus ;
- de l'étude d'aspects fondamentaux de l'extraction par solvant (relation structure/activité, thermodynamique et cinétique) ;
- de la chimie des transferts solide-liquide (dissolution, lixiviation, sorption).

Cinq opérations particulières sont envisagées. Elles concernent :

1. la physico-chimie en solution homogène des actinides et PFVL,
2. la cinétique de transfert des actinides et lanthanides entre phases liquides,
3. la physico-chimie de l'interface solide-solution,
4. la modélisation et la dynamique moléculaire,
5. les mécanismes de lixiviation et de dissolution du dioxyde d'uranium.

5.1.1.4- Moyens matériels

Les moyens matériels en actif sont principalement ceux de l'installation ATALANTE à Marcoule, et sont décrits dans l'annexe 4.

⁷ Physico-chimie des radioéléments et des actinides aux interfaces et solutions.

⁸ Constitué en 1998, et portant sur les géosciences appliquées à l'étude du stockage en FORMation géologiques PROfondes (axe 2).

⁹ GDR positionné sur l'étude de NOUveaux MATériaux de conditionnement DEchets radioactifs à vie longue et les études de comportement à long terme.

5.1.2- La transmutation

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

Les objectifs du programme sont d'apporter, au rendez-vous de 2006, les éléments sur les potentialités de la transmutation pour :

- démontrer la faisabilité scientifique et technique de la stabilisation de l'inventaire en radionucléides à vie longue dans un parc mixte de REP (UO₂, MOX) et RNR, et évaluer un ordre de grandeur du coût associé ;
- évaluer les possibilités de réduire cet inventaire par la transmutation de certains radionucléides à vie longue dans des machines dédiées constituant une deuxième “ strate ” du cycle du combustible.

La définition et la mise au point de la matrice support des radionucléides à transmuter et du gainage qui la contient sont des thèmes de recherche importants.

5.1.2.1- Les programmes sur la transmutation en réacteurs critiques

S'appuyant sur les résultats acquis entre 1991 et 1995, sur les premières synthèses de 97 et les études de scénarios, les programmes prévus se décomposent en trois grands domaines :

- les études de la neutronique de la transmutation et de scénarios;
- les études expérimentales sur les combustibles et cibles ;
- la physique de base.

a) Etudes de la neutronique de la transmutation et de scénarios :

Il s'agit de définir les concepts les plus aptes à la transmutation, et de déterminer leur faisabilité, ainsi que les conséquences du recyclage (multirecyclage) du plutonium, des actinides mineurs et des produits de fission à vie longue sur les caractéristiques des réacteurs. A partir d'une étude de faisabilité du point de vue physique des cours (faisabilité « scientifique »), quelques scénarios sont sélectionnés pour une évaluation détaillée, les études visant à établir les éléments de faisabilité aux différentes étapes du cycle (fabrication, passage en réacteur, retraitement) ainsi qu'à évaluer les coûts associés. Les résultats attendus portent sur les rendements de transmutation et surtout de fission, les caractéristiques des éléments combustibles et des cibles avant, pendant, et après chargement : composition, puissances thermiques résiduelles, rayonnements α , β , γ et neutrons, doses, etc : ces éléments constituent le dossier de faisabilité « technique ». Les premières synthèses ont été publiées en 1997. Elles sont suivies par les études menées pour définir des parcs de réacteurs équilibrés en actinides (Pu + Am + Np + Cm) et capables de gérer les produits de fission à vie longue.

Après les études menées en 1997-1998 pour quantifier les caractéristiques et les implications de trois grandes catégories de configuration et de scénarios (recyclage homogène en REP ou RNR, recyclage hétérogène dans des RNR représentant 30 à 50% du parc et configuration en strates) des études particulières consacrées au mode hétérogène en RNR ont permis d'illustrer les potentialités de ce mode de recyclage :

- le recyclage de l'Am seul, en cible sur matrice inerte non recyclées, pourrait réduire la radiotoxicité d'un facteur 10 à 20,
- la transmutation simultanée de l'Am et du Cm pourrait, dans les mêmes conditions, réduire la radiotoxicité d'un facteur 50 à 100.

Un autre résultat significatif est la mise en évidence du rôle potentiel de la pyrochimie dans tous les concepts de transmutation dans des réacteurs de type RNR à combustible métallique, comme le concept IFR d'Argonne National Laboratory, tel que le mentionne le rapport produit par le CEA en 99 (§5.1.1.2).

Dans le domaine des études de scénarios une synthèse sur les études de faisabilité scientifique en réacteurs standards a été réalisé en 2000, avec un dossier de faisabilité scientifique pour les cœurs dédiés critiques (et sous critiques) en 2001. Les éléments de faisabilité technique étant attendus en 2001 pour les réacteurs standards et en 2003 pour les cœurs dédiés.

En ce qui concerne l'expérimentation, la physique de la transmutation en assemblage modéré (concept LSD: Leakage with Slowing Down) a été regardée de façon approfondie en 99 au cours du programme Cosmo dans Masurca. Le programme a été réalisé et une synthèse des leçons tirées de ces expériences (en particulier la validation des méthodes de calcul) a été réalisé en 2000 pour Cosmo 1 et 2 et est attendue en 2001 pour Cosmo 3.

Pour la transmutation des produits de fission à vie longue, l'option de transmutation de cibles dans des assemblages comportant des modérateurs à la périphérie des RNR, reste l'option de référence. Par ailleurs, la transmutation des produits de fission à vie longue selon le procédé suggéré par C. RUBBIA (Adiabatic Resonance Crossing, ARC) fera l'objet d'étude et d'inter comparaison avec la méthode citée plus haut (LSD) dans une configuration du programme Muse prévue en 2001.

Des études de sensibilité concernant l'impact des incertitudes sur les données de base sur les performances de transmutation des différents concepts ont été lancées en 1999. Ces études sont indispensables pour confirmer la crédibilité des études théoriques (cœurs, scénarios, conséquences sur le cycle etc..) et pour orienter les éventuels programmes expérimentaux de validation. L'ensemble de ces études et de celles consacrées aux données de base (voir plus bas) devra permettre la validation des schémas de calcul et la définition des incertitudes associées pour 2005.

b) Les études expérimentales sur les combustibles et cibles.

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

La réalisation de ce programme est étroitement liée à la disponibilité des moyens d'irradiations existants (OSIRIS, PHENIX, les moyens étrangers HFR, JOYO, BOR-60,...), et à leur évolution, ainsi qu'à celle des moyens de fabrication et de caractérisation (Labo UO₂, LEFCA, ITU, ATALANTE, PSI et ECN). Suite à la décision d'arrêt de SUPERPHENIX ce programme a été redéfini en s'appuyant sur PHENIX et les autres réacteurs évoqués ci dessus.

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

Ces expérimentations peuvent être regroupées en deux ensembles :

1) pour les actinides mineurs :

- a) en conditions REP le principe de l'expérience ACTINEAU prévue dans OSIRIS pour l'étude du recyclage du neptunium et de l'américium sera considéré éventuellement après un retour d'expérience de l'irradiation EFTTRA T4 effectuée dans le réacteur HFR (où l'on a observé des déformations sur une aiguille contenant des cibles de transmutation de l'américium sous forme d'oxyde dans une matrice spinelle (AmO_x dans MgAl_2O_4)), et en séparant les voies homogènes et hétérogènes (notamment en tirant partie du projet T5 en cours de définition dans HFR, cf. point ci-dessous).
- b) en conditions RNR et en mode homogène, les expériences METAPHIX, à réaliser dans PHENIX dès son démarrage prévu en 2001, permettront d'acquérir des informations importantes sur le recyclage homogène du neptunium, de l'américium et du curium dans un combustible métallique, dont on a mis en évidence l'intérêt au cours des études de transmutation.
- c) en conditions RNR et en mode hétérogène :
 - les études de matrices (T 2-3, THERMHET, MATINA),
 - les études pour l'incinération de l'américium avec les expériences ECRIX prévues dans le cycle de redémarrage de PHENIX, et une deuxième phase sur des concepts plus avancés avec les expériences CAMIX et COCHIX (à partir de 2003). Des éléments sur le comportement sous irradiation de nouveaux composites (composés d'Am et nouvelles matrices) viendront également de l'expérience T5).

2) pour les produits de fission à vie longue :

La transmutation du technétium 99 et de l'iode 129 dans le cadre de la collaboration européenne EFFTRA et par le biais de l'expérience ANTICORP 1 (Tc 99) dans PHENIX à partir de 2001. L'expérience ANTICORP 2, prévue dans PHENIX à partir de 2003, permettra d'étudier également la transmutation d'autres produits de fission (en particulier de l'iode).

Le calendrier d'ensemble de ces études est le suivant :

- début 1996 : synthèse de l'expérience SUPERFACT (publiée).
- 1997-1999 : fabrication de composés d'américium (terminée début 2000 pour les combustibles des expériences ECRIX).
- 1997-2001 : poursuite des études analytiques de fabrication et d'irradiation des matrices inertes avec notamment les études pour CAMIX, COCHIX et MATINA 2 et 3.
- 1997-2004 : poursuite des études sur les cibles avec produits de fission à vie longue.
- 1996-2004 : une quinzaine d'irradiations expérimentales sont nécessaires pour tester les différents combustibles et cibles envisagés pour l'incinération des actinides mineurs et des produits de fission à vie longue avec une période d'irradiation de l'ordre de 5 ans à partir du démarrage de Phénix. Des compléments au programme PHENIX sont aussi prévus en provenance du programme EFTTRA.

Le programme d'irradiation dans Phénix pour les besoins de la transmutation est présenté en annexe 3 avec un planning qui a été revu en 99 pour tenir compte de l'avancement de la R et D, des moyens mis en place et de nouveaux choix techniques (cas de ANTICORP 1 dont le besoin en temps d'irradiation est passé de 700 à 350 Jepp). Dans le domaine de la consommation de plutonium en RNR, le principe de l'irradiation de CAPRIX 1B a été abandonné, l'essentiel de l'objectif de démonstration de l'utilisation industrielle d'un oxyde à forte teneur en Pu dégradé ayant été acquis par la réalisation des fabrications CAPRA 1A et B.

c) La physique de base

Il s'agit de compléter et d'améliorer les données nucléaires (valeurs de sections efficaces) et les schémas de calcul avec quantification des incertitudes. Ceci comporte :

- un état de l'art sur les données nucléaires des produits de fission à vie longue. Après les mesures de la section efficace de capture du technétium 99 effectuées au LINAC de Geel, les mesures sur l'iode 129 sont programmées en 2000-20002,
- la participation au programme de mesure sur les actinides et les produits de fission sur l'installation TOF (CERN), dans le cadre d'un projet proposé pour le 5^{ème} PCRD,
- la participation au programme de validation sur les analyses de combustibles irradiés (venant de Belgique, du Royaume-Uni et de France) qui fait aussi partie des projets proposés pour le 5^{ème} PCRD (dans la continuité d'un projet du 4^{ème} PCRD)
- les interprétations physiques à partir du retour d'expérience des irradiations dans PHENIX et des expériences dans MASURCA seront utilisées pour améliorer les données nucléaires de base du nouveau fichier européen JEFF 3, en cours d'élaboration et de qualification (2005),
- de nouvelles mesures sont envisagées pour les données intégrales de capture des actinides qui seront réalisées dans PHENIX (expérience PROFIL) et dans MINERVE (expérience OSMOSE), et avec le projet de mesures sur des échantillons de SUPER PROFIL (expérience réalisée dans SUPERPHENIX),
- de nouvelles mesures envisagées dans le cadre du programme MUSE pour les données intégrales de fission des actinides mineurs et de capture qui seront réalisées (2000-2002) à MASURCA,
- le programme expérimental COSMO dans MASURCA sur la période 1998-2003 (COSMO 3 et 4) mentionné plus haut.

5.1.2.2- Les programmes sur la transmutation en réacteurs innovants

a) Le GDR GEDEON (GEstion des DEchets par des Options Nouvelles)

Le CEA, le CNRS, EDF et Framatome sont associés dans le GDR GEDEON. L'ANDRA participe au Conseil Scientifique de GEDEON. Le GDR a été initié en 1997 pour une première période de quatre ans (1997-2000). Il vient d'être reconduit pour quatre ans (2001-2004). Les recherches dans le cadre de ce GDR sont majoritairement conduites par les équipes du CEA et du CNRS.

Le programme de GEDEON, organisé en huit opérations, couvre les recherches de base associés aux solutions innovantes susceptibles de réduire l'impact radiologique par rapport aux filières actuelles. Il étudie en particulier la transmutation par des réacteurs hybrides associant un réacteur sous-critique et un accélérateur de particules ainsi que la technologie des réacteurs à sels fondus. Les huit opérations sont :

- 1) Physique de la cible de spallation,
- 2) Données nucléaires,
- 3) Physique de base des milieux sous-critiques,
- 4) Physico-chimie et thermohydraulique de métaux lourds et de sels fondus,
- 5) Études des dommages aux matériaux dus au faisceau, aux résidus de spallation et aux neutrons,
- 6) Etudes génériques des cycles au thorium,
- 7) Accélération de haute intensité,
- 8) Etudes de systèmes.

Les activités du GDR qui font l'objet d'un rapport annuel, conduisent à des thèses, à des présentations dans des conférences internationales et à des publications. Les faits marquants de l'activité 2000 ont été :

- *Opération 1*, publications (2) et thèses (2) sur les résultats de spallation (cible Pb et U) obtenus à GSI(Darmstadt). Expérience finale sur cible de fer. Prise de données pour des réactions induites par des protons et neutrons de haute énergie ($E > 65 \text{ MeV}$) à Louvain, Groningen et Uppsala,
- *Opération 2*, nouvelle mesure des sections efficaces de fission du Pa233 (Bordeaux-Orsay) et de capture du Th232 (présentation internationale). Mise en place du programme MiniInca à L'ILL (Grenoble),
- *Opération 3*, Installation de MUSE4 démarrage en fin d'année,
- *Opération 4*, démonstration de non fragilisation de l'acier T91 par le plomb liquide pour diverses conditions expérimentales. Premiers résultats moins encourageants avec des solutions Pb/Bi. Premières études de contrôle des teneurs en oxygène de solutions de métal liquide.
- *Opération 7*, tests de fiabilité de la source de protons, premiers essais pour construction de la section de basse énergie. Tests réussis de champ accélérateur intense dans une cavité supraconductrice.
- *Opération 8*, écriture d'un document décrivant le cœur d'un hybride expérimental : un travail en soutien de la rédaction du dossier de motivation (cf. 5.1.2.2 .b).

Par ailleurs GEDEON a organisé trois ateliers :

- « *Pyrochimie et réacteurs à sels fondus* » (Avignon, mars) ; « *Contrôle, sûreté du cœur des réacteurs : spécificités liées à la sous criticité* » (Cadarache, septembre) ; « *Revue et bilan de fonctionnement du GDR* » (Paris, novembre).

Les activités prévues pour 2001, incluent une poursuite du programme de mesures de données nucléaires avec la fin des études de spallation et le démarrage des expériences auprès de la nouvelle ligne à neutrons nTOF au CERN. L'expérience MUSE4 devrait être réalisée. La phase LISOR du programme MEGAPIE se mettra en place. Les études physico-chimiques sur l'interaction acier métal liquide (Pb ou Pb/Bi) vont se poursuivre ainsi que les développements du programme d'accélération de proton à haute intensité. Les études systèmes (cœur hybride rapide en combustible solide ou à sels fondus) seront prolongées. Les ateliers pour 2001 seront définis au premier trimestre par la nouvelle direction du GDR.

b) Perspectives et orientations pour un démonstrateur hybride dans le domaine de la transmutation

Les premières recherches ont montré que les systèmes hybrides sont susceptibles de transmuter les actinides avec une efficacité voisine du maximum théorique ($\sim 46 \text{ kg/TWh}$ thermique), et présentent un intérêt pour la transmutation des produits de fission à vie longue. La marge de sous-criticité caractéristique des hybrides est une propriété intéressante pour des cœurs fortement chargés en actinides mineurs, dont les caractéristiques neutroniques sont difficilement gérables par des réacteurs critiques.

Dans le contexte de la loi du 30/12/91, il a donc semblé utile d'évaluer quantitativement les apports spécifiques des systèmes hybrides et les conditions de la réalisation d'une installation expérimentale de démonstration en prolongation de l'étude de 1998 réalisée sous l'égide du MENRT. Le travail correspondant a conforté les premières conclusions et a défini un ensemble d'études complémentaires selon la progression et le calendrier suivants :

- 2000, Dossier de motivation,
- 2003, Dossier d'options techniques et d'options de sûreté,
- 2006, Études de faisabilité et études de définition,
- >2006, Développement et construction du démonstrateur,
- >2012, Démarrage et expérimentations en plusieurs phases.

Le passage d'une étape à la suivante nécessitera une validation par les tutelles concernées.

De plus, l'étude du ministère recommande qu'en complément de GEDEON, des travaux de R&D soient conduits en relation directe avec les composantes clés du démonstrateur et les problèmes spécifiques qui leur sont associés.

En 2000, le groupe de coordination monté par le CEA et le CNRS a piloté la rédaction d'un dossier technique de motivation. Celui-ci présente :

- le bilan des connaissances sur les avantages spécifiques des systèmes hybrides pour la gestion des déchets, par rapport aux réacteurs critiques,
- les objectifs de démonstration et un ensemble cohérent d'options techniques,
- le bilan des études déjà réalisées sur le concept recommandé,
- une proposition technique et financière préliminaire pour la réalisation du démonstrateur et pour le programme de recherches associées.

Parmi les travaux conduits en parallèle pour valider les options techniques repérées parmi les plus prometteuses, on peut citer : a) sur l'accélérateur (CNRS/IN2P3 et CEA/DSM) : programme IPHI dont la première étape d'accélération doit déboucher vers 2002, b) sur la cible de spallation avec les études du SERMA et les programmes LISOR et MEGAPIE au PSI (Villingen), c) l'étude d'un cœur sous critique refroidi au gaz et les questions d'intégration des composantes de l'hybride par une collaboration Framatome-CEA-CNRS.

En parallèle, se poursuit au sein de GEDEON un programme d'étude de systèmes selon des options de long terme et en particulier sur les systèmes à sels fondus (critique et sous critique).

Le document MENRT prévoit que le projet de démonstrateur s'inscrive dans un cadre international et au moins européen. C'est effectivement ce qui se met progressivement en place à plusieurs niveaux :

- les partages de la R&D, qui est mutualisée et localisée sur un nombre restreint de grandes installations afin d'optimiser la préparation des étapes futures. Parmi ces installations et les programmes majeurs associés on peut citer IPHI (collaboration avec l'INFN), MUSE (MASURCA et GENEPI), KALLA au FZK et Brasimone (boucles Pb-Bi) , MEGAPIE à PSI (collaboration, ENEA, PSI, FZK, CEA, CNRS).
- Le Technical Working Group (TWG) européen dirigé par C.Rubbia doit produire des recommandations à soumettre au Minister Advisory Committee. Celle-ci prendront la forme d'un dossier dit « roadmap », attendu pour le premier trimestre 2001, similaire dans ses buts au dossier de motivation français dont il reprend d'ailleurs le contenu en l'élargissant pour englober des propositions alternatives de partenaires européens. La démarche de travail proposée par le roadmap et le dossier de motivation sont identiques de même que les calendriers.

- Le 5ème PCRD. Les groupes français participent à plusieurs programmes soutenus par Euratom dont SPIRE et TECLA pour les matériaux, nTOF pour les données et « projet - XADS » (eXperimental Accelerator Driven System) pour le démonstrateur. Ce dernier programme associe industriels et laboratoires de recherche pour rédiger sur la période 2001-2003 une étude de faisabilité et une étude de définition sur plusieurs images de démonstrateur. À nouveau, il y a concordance de buts et d'agenda avec le programme national esquissé plus haut.

5.1.3- Etudes de scénarios de mise en œuvre de l'axe 1

Pour chaque type de radionucléide à vie longue considéré dans les études de scénarios, la gamme des voies de gestion potentielles se décline à partir des options possibles pour les opérations unitaires :

- séparation individuelle ou avec regroupement de certains radionucléides à vie longue ;
- transmutation homogène ou hétérogène, individuelle ou avec regroupement ;
- transmutation "once-through" ou avec multirecyclage des cibles ;
- durée des périodes d'entreposage ;
- alternatives séparation-conditionnement.

La figure 5.1-III schématise l'arborescence des principaux scénarios associés.

Les scénarios sélectionnés, faisant appel aux technologies actuelles, sont basés sur trois grandes familles de parcs de réacteurs :

- Parc constitué uniquement de réacteurs de type REP-EPR utilisant le plutonium en combustible MOX avec un support à U enrichi (MIX) assurant l'incinération du Pu (variante 1), des actinides mineurs, soit en mode homogène (variante 2), soit en mode hétérogène pour l'Américium et le Curium (variante 3).
- Parc constitué uniquement de réacteurs de type RNR isogénérateur assurant, en plus du multirecyclage du Pu (variante 1), soit le multirecyclage des actinides mineurs en mode homogène (variante 2), soit l'incinération de l'Am et du Cm sous forme de cibles monorecyclées (variante 3).

Pour les deux dernières variantes, le Np est recyclé mélangé au Pu et la transmutation des produits de fission à vie longue est réalisée par des cibles à spectre modéré.

- Parc mixte composé par des REP UOX et MOX et par des RNR dans des proportions à optimiser.

Le recyclage du Pu seul fait l'objet de la variante 1. La variante 2 traite de l'incinération des seuls actinides mineurs (Np mélangé au Pu, actinides mineurs Am et Cm en cibles monorecyclées), la troisième est dévolue à la transmutation des seuls produits de fission à vie longue. La combinaison des deux dernières variantes permet de caractériser un tel parc assurant l'incinération de la totalité des déchets à vie longue.

Les hypothèses communes prises pour tous ces scénarios sont les suivantes :

- parc de 60 GWe produisant 400 TWhe/an,
- REP de type EPR, rapport de modération de 2, taux de combustion de 60 GWj/t pour les UOX et MOX (gestion par 1/4),

- RNR utilisant des combustibles avec un taux de combustion de 180 GWj/t,
- durées de refroidissement du combustible de 5 ans et de vieillissement de 2 an.

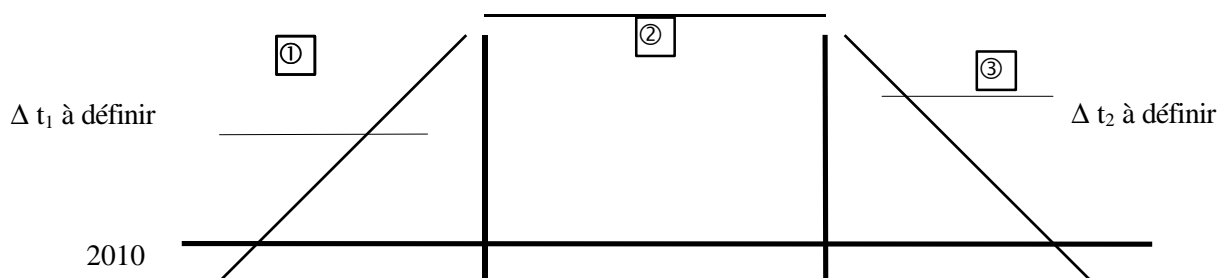
Dans le même esprit, une première exploration de 2 scénarios d'incinération utilisant des technologies innovantes a été proposée :

- parc mixte REP-UOX et systèmes hybrides brûlant le Pu, et incinérant les actinides mineurs et les produits de fission à vie longue,
- parc à "double strate" :
 - * 1ère strate : REP et RNR multirecyclent le Pu.
 - * 2ème strate : les hybrides brûlent les actinides mineurs et les produits de fission à vie longue.

Les caractéristiques étudiées pour ces scénarios sont les suivantes :

Première phase : performances d'ensemble et analyse

Le déroulement de chaque scénario est schématisé de la façon suivante :



① → situation de départ commune : parc français vers 2010,

① → transitoire pour passer de la situation de départ (avec monorecyclage du Pu en REP) à la situation d'équilibre de chaque parc sélectionné (Δt_1),

② → situation d'équilibre plus ou moins longue,

③ → transitoire pour passer de la situation d'équilibre à la situation éliminant les inventaires matières dans le cycle (Δt_2).

Pour chacune des étapes, on déterminera dans cette première phase les grandeurs suivantes :

- puissance et énergie produite par chaque type de réacteurs,
- besoins et capacités en usines du cycle (fabrication, retraitement),
- teneurs et compositions isotopiques des différents combustibles,
- masses et volumes des déchets - radiotoxicités associées,
- inventaires des matières dans le cycle.

Les résultats de cette première phase et leur interprétation dans l'articulation schématisée dans la figure 5.1-III, sont résumés dans l'annexe 3.

Seconde phase : caractéristiques détaillées des scénarios :

Les études menées dans cette 2ème phase auront pour but d'évaluer en fonction de la grille de critères énoncée dans le document stratégique :

- la faisabilité industrielle de chaque composante du parc : réacteur, fabrication, retraitement,
- l'impact radiologique à court terme comparé aux gains à long terme,
- l'impact des nouvelles technologies sur les coûts.

Elles peuvent aussi s'élargir à de nouveaux types de combustibles orientés vers le multirecyclage du plutonium en REP, dans un nombre réduit de crayons (APA,...) ou à d'autres types de réacteurs (HTR,...).

Le planning pour chacune des phases est le suivant :

Pour les réacteurs standards :

1) Performances d'ensemble et analyse	mi 99
Synthèse sur les études de faisabilité scientifique	2000
2) Synthèse sur les caractéristiques des scénarios basée sur l'acquis en terme de faisabilité industrielle	Fin 2001

Le même type de démarche est prévue pour les réacteurs innovants :

3) Performances d'ensemble et analyse	Fin 2001
4) Eléments de la faisabilité technique	Fin 2003

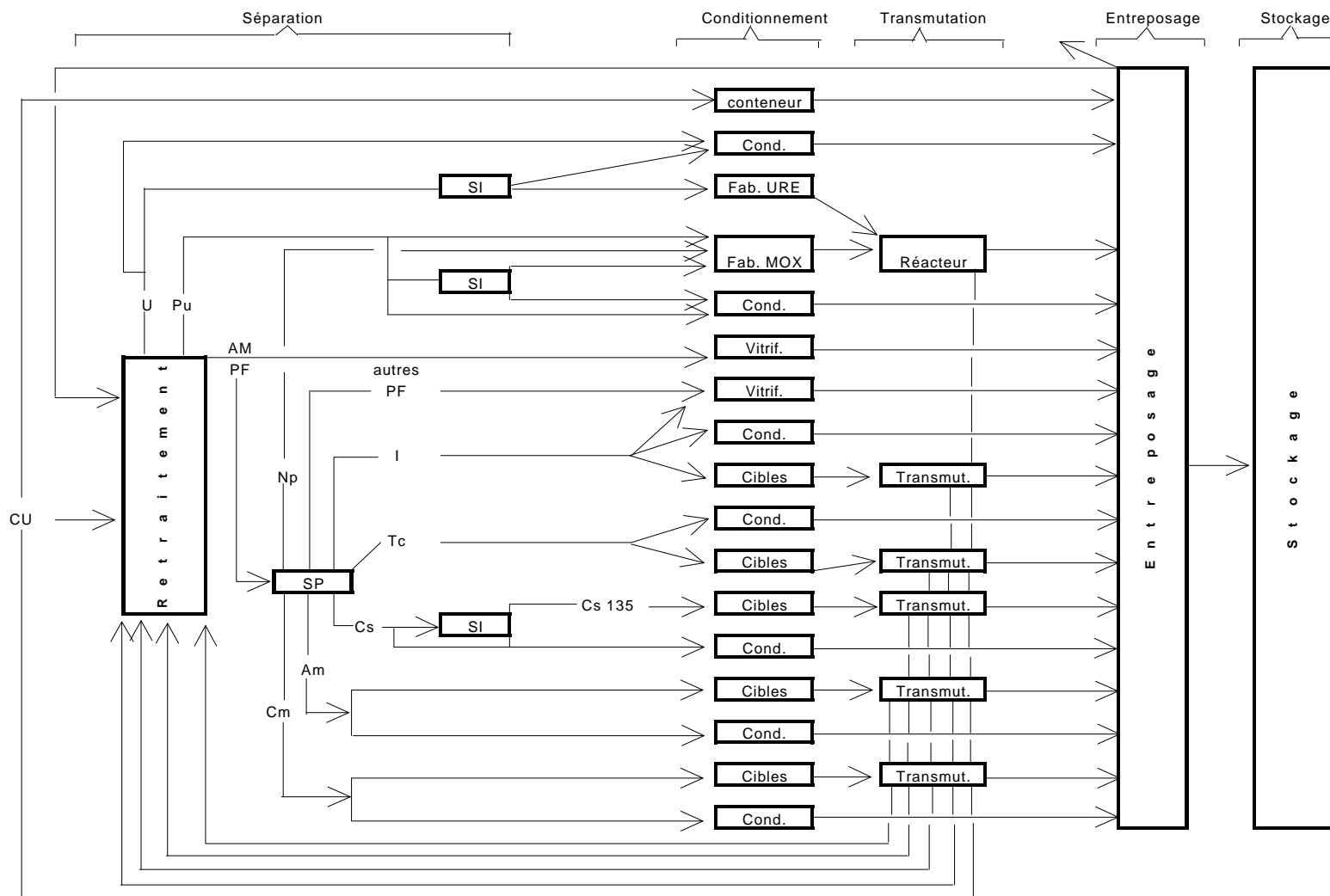


Figure 5.1-III

Radiotoxicité suivant les scénarios

L'évolution, au cours du temps, de la radiotoxicité potentielle brute par ingestion (coefficients de la CIPR 72) des déchets ultimes (Pu, Np, Am Cm) produits, chaque année, par les différents parcs, est donnée sur la figure 5.1-IV ci-dessous.

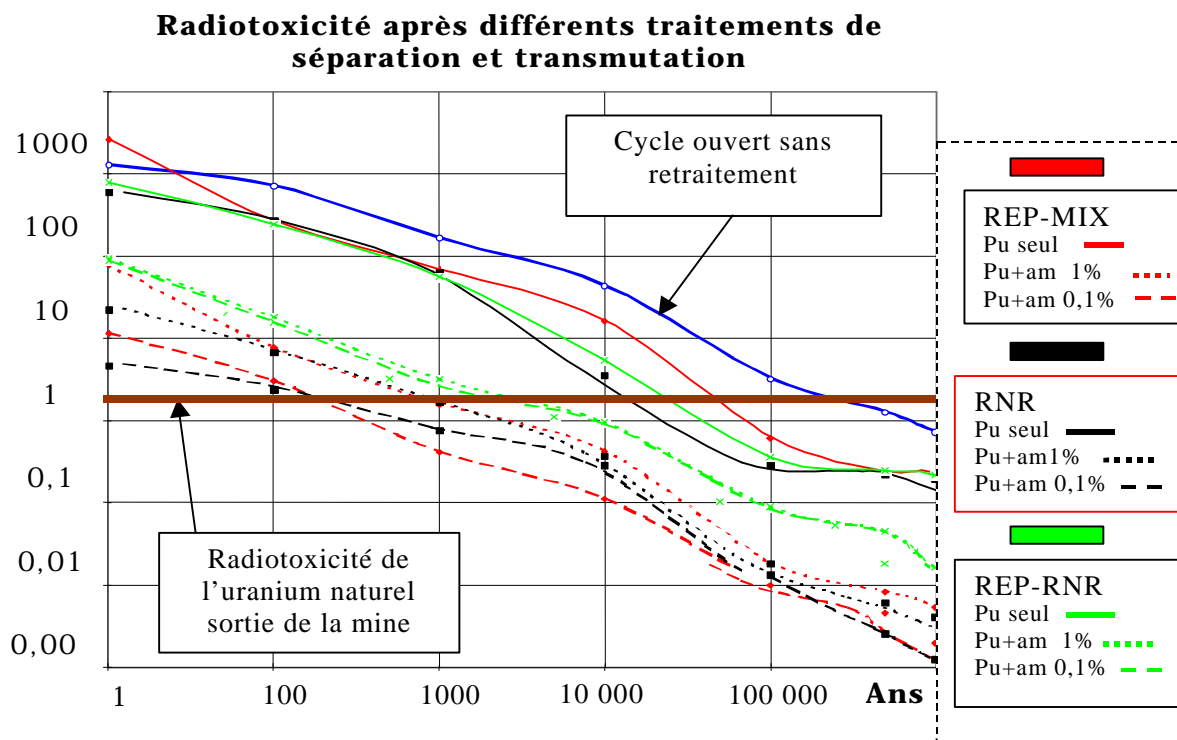


Figure 5.1-IV :

Radiotoxicité des éléments après divers scénarios de recyclage. Le recyclage du plutonium puis des actinides mineurs permet de gagner des facteurs de 3 à 400 selon l'efficacité de séparation. Ces valeurs sont le résultat d'une étude prospective et ne correspondent pas à une application industrielle à moyenne échéance.

5.1.4- Pertinence des recherches

a) La séparation poussée

Pertinence

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

La séparation poussée est l'étape préalable à la transmutation, dans l'objectif de transformer les radionucléides à vie longue contenus dans les déchets nucléaires en radionucléides à vie courte ou en isotopes stables. Elle pourrait s'accompagner du seul conditionnement des éléments séparés s'il s'avérait que cela améliore la gestion globale des déchets. La séparation poussée a pour objets principaux les actinides mineurs qui, après le plutonium, constituent la majorité de l'inventaire

radiotoxique au-delà de 1000 ans. Elle prend aussi en considération les produits de fission (iode, césium, ...) dont les fonctions de transfert d'un stockage vers la biosphère semblent être les plus défavorables. Ce faisant la séparation poussée est potentiellement un des éléments de base d'une meilleure protection de la nature et de l'environnement. Elle devra apporter la preuve qu'elle permet de réduire les impacts de façon pertinente et souhaitable, et qu'elle n'engendre pas de détriments supérieurs à court terme dans sa mise en application. Sa pertinence est indissociable des possibilités de transmutation ou de conditionnement amélioré des éléments séparés.

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

Les recherches sont menées prioritairement (mais non exclusivement) sur des procédés en voie humide, compatibles avec le procédé PUREX opérationnel dans les usines de La Hague. De ce fait, la complexité est donc moindre. Les coûts des solutions industrielles ont fait l'objet de premières évaluations dans le cadre d'un contrat européen. Par ailleurs, une ligne de recherche est poursuivie sur les procédés par voie sèche (pyrochimie), plus délicate du fait de l'absence d'expérience française aussi significative.

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

De nombreuses recherches et collaborations existent au niveau international sur la "Partition Transmutation" (P & T), principalement en Europe, au Japon (Programme OMEGA), en Russie. Seul le projet OMEGA mené au Japon affiche des objectifs analogues à ceux du programme SPIN et peut donner matière à une analyse comparée des voies de recherche retenues.

Elles sont, pour les séparations, très voisines pour l'essentiel, avec en particulier l'extraction sélective en aval du procédé PUREX des actinides mineurs en plusieurs étapes (divers extractants et procédés associés sont étudiés par JAERI et JNC).

Les quelques différences que l'on peut relever concernent :

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

Moyens

– *Existence et compétence des équipes*

Les travaux sont largement menés au CEA et font appel à des compétences pluridisciplinaires en chimie, analyse, matériaux, sciences fondamentales. Le groupement de recherche PRACTIS associe le CNRS, le CEA, l'ANDRA et EDF. Un effort a été mené pour disposer de compétences équilibrées sur actinides et produits de fission.

– *Disponibilité des moyens techniques nécessaires*

Les installations de chimie en milieu radioactif, d'expertise et de caractérisation d'ATALANTE à Marcoule sont un moyen lourd privilégié. Les travaux portent notamment sur le bâtiment DRA (ou ATALANTE II) qui sera dédié à la mise au point des schémas de procédés en α , β , γ et neutrons.

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

Le calendrier des programmes prévoit la démonstration de la faisabilité scientifique d'ici 2001 et de la faisabilité technologique d'ici 2006 pour la séparation des actinides mineurs américium,

neptunium, curium. Concernant les produits de fission l'iode est déjà séparé dans le procédé actuel (à plus de 95 %). La faisabilité technique de la séparation du technétium est acquise, celle du zirconium est à confirmer. La faisabilité scientifique de la séparation du césium a été établie en 1995 et la faisabilité technique est en cours.

– *Disponibilité du financement nécessaire*

Les travaux sont financés principalement par CEA et COGEMA dans le cadre d'un accord de partenariat entre ces deux organismes. EDF et le CNRS apportent une contribution financière et, pour ce dernier, des équipes travaillant dans le cadre du GDR PRACTIS.

b) Le recyclage des actinides mineurs et des produits de fission

Pertinence

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

La destruction des actinides mineurs, après celle du plutonium, constituerait une avancée significative dans la réduction de l'inventaire radiotoxique des déchets de l'électronucléaire, sans pour autant supprimer la question de la gestion de ceux-ci. Ces destructions d'éléments à vie longue vont à long terme dans le sens de la protection de la nature et de l'environnement. Toutefois, le recyclage des actinides mineurs est susceptible d'entraîner un surcroît en volume de déchets B qui pénaliseront la gestion à court terme. Un bilan complet sera à établir avec l'avancement des recherches.

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

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

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

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

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

Au plan international, le Japon est le seul pays ayant un programme de recherches comparable à celui de la France en terme d'objectifs et de moyens.

En Russie, les différents instituts montrent de l'intérêt pour le domaine, mais il n'y a pas de programme structuré. Il est à noter que les Etats-Unis n'ont pas de programme national, mais que l'Académie des Sciences des USA a fait beaucoup d'évaluations sur le sujet.

En Europe, les Pays Bas poursuivent à petite échelle un programme sur la transmutation et les autres pays ont établi des réseaux de collaboration comme EFFTRA qui rassemble l'Allemagne, la Hollande, la France et les centres européens de recherche.

Moyens

– Existence et compétence des équipes

Les études sont menées au CEA, dans le cadre du programme SPIN (ACTINEX-transmutation) et, dans une certaine mesure, à EDF. Les compétences très larges nécessaires couvrent la neutronique, les matériaux, les études systèmes, la physique nucléaire, les expérimentations.

– Disponibilité des moyens techniques nécessaires

Les moyens lourds utilisés sont les installations de fabrication de combustibles expérimentaux, les moyens d'irradiation (OSIRIS, PHENIX, réacteurs étrangers), les installations d'expertises et de caractérisations en milieu radioactif. En matière d'irradiation, outre PHENIX, des installations étrangères revêtent une importance notable.

– Etat des technologies envisageables et maturité technologique prévisible en 2006

En l'état actuel, les études théoriques en cours montrent qu'il serait possible, en théorie et en dehors de toute analyse de faisabilité industrielle et économique, de réduire sensiblement la quantité finale de noyaux lourds radioactifs dans les déchets ultimes. Par exemple, un équilibre serait possible au sein d'un parc de réacteurs entre production et consommation de transuraniens. L'objectif est de disposer en 2006, pour quelques scénarios choisis, des éléments de faisabilité technique sur les réacteurs, le cycle, les phases transitoires, les inventaires et les déchets et d'une évaluation de faisabilité industrielle et économique.

– Disponibilité du financement nécessaire

Ces études, au sein du programme SPIN du CEA, sont financées par le CEA, EDF, COGEMA.

c) Les systèmes hybrides

Pertinence

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

L'avantage potentiel des systèmes hybrides est analysé en regard de l'objectif d'une forte capacité de transmutation. Ils pourraient être mis à profit pour une transmutation du plutonium, des actinides mineurs et de certains produits de fission à vie longue, ce qui est donc conforme aux principes de la loi en tant qu'outil prometteur pour la transmutation. Il faudra établir précisément la place possible d'un tel dispositif dans le cadre d'une stratégie de gestion de l'aval du cycle.

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

Un système hybride couple un accélérateur et un réacteur sous-critique via une fenêtre et des cibles de spallation, d'où une relative complexité. Cette recherche s'inscrit dans une perspective à long terme.

– Position des recherches et des réalisations au plan international

Une montée des efforts au niveau européen se manifeste, en particulier avec la création d'un comité technique international présidé par C. Rubbia, auquel participent neuf pays de la communauté. Par ailleurs, les équipes européennes concernées par la recherche sur les systèmes hybrides ont coordonné l'ensemble de leur proposition au V^{ème} PCRD. Au plan national, le CEA et le CNRS ont mis en place, en 2000, une structure de travail commune qui reprend et prolonge l'action du groupe de coordination

CEA-CNRS chargé de rédiger un dossier de motivation pour la fin de l'an 2000. La mise en place de cette nouvelle structure est conduite en cohérence avec les réflexions associées au renouvellement du GDR GEDEON.

Moyens

– Existence et compétence des équipes

Des équipes qualifiées se mettent progressivement en place au CEA (DSM, DRN, DTA) et au CNRS (IN2P3, DSC) qui ont entrepris d'explorer les problèmes associés à divers éléments des systèmes. Une coordination accrue s'est développée.

– Disponibilité des moyens techniques nécessaires

La première phase d'investigation utilise autant que faire se peut les moyens existants, ainsi les accélérateurs de Louvain, Upsalla, de PSI et du CERN, ou le réacteur MASURCA. La question d'un éventuel démonstrateur est ouverte. Le programme IPHI a été lancé par le CEA et le CNRS, dans le but de valider les solutions techniques envisagées pour l'accélérateur.

– Etat des technologies envisageables et maturité technologique prévisible en 2006

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

– Disponibilité du financement nécessaire

Les équipes sont financées par les ressources publiques des organismes CEA et CNRS. Ces derniers, EDF et FRAMATOME contribuent aussi aux actions amont conduites dans le cadre de GEDEON. Les moyens budgétaires ont été renforcés depuis plusieurs années.

5.2- Axe 2 – Stockage en formation géologique profonde

5.2.1- Démarche générale d'études au titre de l'axe 2

5.2.1.1- Stratégie d'étude sur l'axe 2

L'Andra est chargée de mener les études sur les possibilités de stockage réversible ou irréversible en formation géologique profonde. L'objectif consiste à étudier la faisabilité d'un éventuel stockage.

La faisabilité s'appuie sur l'élaboration d'un projet de stockage, qui nécessite de rassembler un corpus de connaissances suffisant sur :

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

Elle nécessite aussi de prendre en compte l'ensemble des exigences en matière de sûreté, de robustesse et d'exploitation.

L'évaluation qui sera faite de la faisabilité du projet de stockage portera sur l'ensemble des éléments nécessaires à la conception et à l'évaluation de sûreté :

- Un inventaire de déchets maîtrisé et des spécifications compatibles avec les déchets existants et à produire ;
- Une géologie favorable garante de la performance du confinement à long terme ;
- Des concepts industriels simples et robustes, dont les conditions de construction et d'exploitation sont maîtrisables dans des délais et des coûts acceptables ;
- Des éléments d'étude du comportement à long terme des colis de déchets et du système de stockage du point de vue de la sûreté ;
- La réversibilité du stockage garantie par des dispositions de conception, des modes d'exploitation et des moyens de surveillance ;
- Un dossier dont les conclusions proposées ont fait l'objet d'évaluations au sein de la communauté scientifique et technique nationale et internationale.

Pour atteindre les objectifs d'un dossier de faisabilité à l'échéance de 2006, les études comprennent :

- des études de conception de stockage : études du conditionnement des colis, de l'architecture et du dimensionnement des alvéoles et modules de stockage, de leur intégration dans un site géologique, du mode d'exploitation, des possibilités de fermeture du stockage. Diverses solutions (concepts) sont étudiées prenant notamment en compte les différents types de déchets à stocker. Sont analysés les coûts, ainsi que la réversibilité des solutions étudiées. L'analyse de la réversibilité inclut, en se fondant sur les modélisations de l'évolution d'un stockage, la définition d'un programme d'observation et de surveillance d'un stockage ;
- des analyses de sûreté pour évaluer les performances et la robustesse des concepts de stockage étudiés vis-à-vis d'un ensemble de sollicitations naturelles ou humaines ; ces analyses se fondent sur des modélisations de l'évolution du stockage à court et à long terme. Des calculs de sûreté permettent d'évaluer les performances des concepts par référence à des critères quantitatifs comme la dose d'irradiation qui serait absorbée à court ou à long terme par une population du fait du stockage. Des analyses qualitatives sont également réalisées ;

- l'acquisition de connaissances et de données nécessaires aux études de conception et aux analyses de sûreté :
 - données sur les colis de déchets, fournies par les producteurs de déchets, sur la base d'un cahier des charges établi par l'Andra. Les résultats des études sont intégrées dans des modèles d'inventaire des déchets ;
 - données sur le site de Meuse/Haute-Marne , notamment celles résultant des expérimentations dans le laboratoire souterrain, et sur les formations granitiques ;
 - données sur le comportement des matériaux des différents composants d'un stockage (colisage des déchets, barrières ouvragées, soutènement, revêtements des ouvrages souterrains...), sur la biosphère des sites étudiés.

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

- De 1994 à 1996 des travaux de reconnaissance géologique ont été effectués sur les quatre sites désignés par la Mission de concertation menée par le Député Bataille. Ils ont abouti à des demandes d'autorisation d'installation et d'exploitation de laboratoires souterrains de recherche sur 3 sites. Les analyses de sûreté présentées dans ces dossiers évaluaient les sites géologiques par rapport aux critères de choix de site de la règle fondamentale de sûreté R.F.S III.2.f..
- En 1997, une première sélection de concepts de stockage était effectuée pour chacun des 3 sites (« options initiales de conception ») : sites argileux de Meuse/Haute-Marne et du Gard, site granitique de la Vienne. L'architecture de stockage étudiée tenait compte de la disposition en couches ou en blocs des sites géologiques .
- En 1998, des études ont été réalisées par rapport aux options initiales de conception sélectionnées pour répondre aux questions que les premières analyses de sûreté avaient mises en évidence, notamment en terme de comportement des colis et des barrières ouvragées à long terme. Ces études ont abouti à la sélection de « concepts préliminaires », gamme de solutions possibles de stockage tenant compte des différents types de déchets et des incertitudes subsistant en particulier avant réalisation de laboratoire de recherche souterrain.
- Les décisions gouvernementales de décembre 1998 ont conduit à préciser le programme d'expérimentations qui sera réalisé dans le laboratoire de Meuse/Haute-Marne dont la réalisation a été autorisée. La demande de réversibilité, réaffirmée par le gouvernement, a été systématiquement prise en compte dans les solutions étudiées. La signification de la réversibilité a fait l'objet d'une analyse renouvelée en 2000 conduisant à étendre l'exigence de réversibilité au processus général de stockage, c'est à dire au-delà de la seule possibilité technologique de retirer les colis d'un stockage.
- Fin 1999 et au premier semestre 2000 ont été acquises des données sur le site Meuse/Haute-Marne par géophysique sismique et forages réalisés avant perturbations par les travaux de fonçage des puits du laboratoire. Ce fonçage a débuté à l'été 2000.
- En 1999 et 2000, et sur la base de l'ensemble des solutions de stockage étudiées (« concepts préliminaires »), un ensemble d'analyses de sûreté ont été entreprises pour aboutir en 2001 à une « première vérification de sûreté » des concepts étudiés pour le site de Meuse/Haute-Marne. Les analyses de sûreté d'un stockage sont effectuées pour la période d'exploitation d'un stockage, la phase de réversibilité et pour la période après fermeture éventuelle d'un stockage, à moyen et à long terme. Elles concernent l'évolution normale d'un stockage ainsi que les défaillances qui peuvent être dues à des événements aléatoires d'origine naturelle ou humaine. En entrée des analyses qualitatives et quantitatives de sûreté, sont effectuées des analyses fonctionnelles des concepts étudiés ainsi que des analyses phénoménologiques de

l'évolution des composants d'un stockage et de son environnement. A ces analyses phénoménologiques sont associées les modélisations permettant de justifier les simplifications faites dans les analyses de sûreté, notamment dans les calculs de dose. Elles se fondent sur les données acquises sur les colis, sur le site géologique de Meuse/Haute-Marne, sur les composants du stockage et sur la biosphère du site. Ces données sont rassemblées dans des « référentiels ».

- Un dossier rassemblera en 2001 les résultats de ces analyses qui permettront dès 2002 :
 - de préciser le choix et la définition des concepts à étudier d'ici 2006, notamment en fonction des types de déchets,
 - d'expliciter les incertitudes subsistantes et les risques associés en particulier en terme de démonstration de la sûreté à long terme d'un stockage,
 - d'ajuster, sur ces bases, le programme d'études à réaliser d'ici 2006, notamment le programme d'expérimentations en laboratoire souterrain.

5.2.1.2- Les domaines de la recherche

Les processus de conception et d'analyse des performances du stockage nécessitent de faire appel à de nombreuses disciplines :

- Sciences de la terre, pour la connaissance du milieu d'accueil ;
- Sciences des Matériaux, d'une part pour la connaissance sur les colis, et leur comportement à long terme, et d'autre part pour les matériaux à mettre en œuvre dans le stockage, notamment les barrières ouvragées, auxquelles on alloue des fonctions, dont on veut vérifier la durée ;
- Sciences de l'environnement, qui consistent notamment à rassembler les connaissances permettant d'évaluer l'impact des radionucléides du stockage sur la santé et l'environnement ;
- Calcul et simulation numérique : aux domaines physiques cités précédemment s'ajoute celui du calcul scientifique et de la simulation numérique, moyen d'étude et d'analyse. Compte tenu des échelles spatiales et surtout temporelles à analyser pour le comportement à long terme et l'impact d'un stockage, le recours à l'utilisation des méthodes numériques apparaît essentiel. La modélisation participe non seulement aux évaluations de sûreté, mais aussi aux travaux de conception du stockage comme à ceux de préparation des expériences en laboratoires de surface et des expérimentations en laboratoire souterrain.

Les études des interactions entre les différents matériaux, géologique, de structure ou colis constituent un aspect important des programmes scientifiques. Les interactions sont de nature thermique, hydraulique, mécanique, chimique, ainsi que les différents couplages.

5.2.1.3- Positionnement de l'Andra et politique scientifique

L'Andra mobilise la communauté scientifique pour contribuer à ses programmes de recherche avec deux modalités :

- Pour répondre aux questions scientifiques fondamentales, en support aux études réalisées par l'Andra, des partenariats de recherche sont développés. Ils couvrent généralement des problématiques intéressant les deux partenaires. Par exemple, le partenariat avec l'école des Mines permet de traiter des aspects géoprospectifs ;

- Les études liées à des questions plus spécifiques, comme par exemple la durabilité des fonctions de confinement des matériaux de barrières ouvragées, font l'objet de prestations par des laboratoires de recherche spécialisés. L'Andra élabore les cahiers des charges et procède à des consultations ; ceci a été le cas pour la chimie des actinides ou les programmes sur le comportement thermo-hydro-mécanique des barrières ouvragées et le devenir des gaz ;

Les résultats acquis sont capitalisés par l'ANDRA en les intégrant dans les modélisations de l'évolution du stockage, modélisations utilisées pour la conception et les analyses de sûreté et de réversibilité du stockage.

Par ailleurs, l'ANDRA participe à des actions de recherche avec des partenaires étrangers, notamment dans les domaines de l'expérimentation en laboratoire souterrain de recherche et de la modélisation numérique.

5.2.2- Le programme scientifique de l'ANDRA

Le programme scientifique de l'ANDRA a pour objectif d'apporter les données ou d'améliorer les connaissances nécessaires aux études de conception et aux analyses de sûreté, comme il a été dit au paragraphe précédent.

Il peut être subdivisé en quatre grands domaines de recherche :

- sur les caractéristiques géologiques du site de Meuse/Haute-Marne d'une part , et celles des massifs granitiques en général d'autre part;
- sur le comportement des matériaux des différents composants d'un stockage (colisage des déchets, barrières ouvragées, soutènement, revêtements des ouvrages souterrains...) ;
- sur la biosphère des sites étudiés ;
- sur la simulation numérique pour le dimensionnement des ouvrages et l'évaluation de sûreté du stockage.

5.2.2.1- Le programme de recherche sur les sites géologiques

➤ le site de Meuse/Haute-Marne

La phase de reconnaissance depuis la surface entre 1994 et 1996, prolongée jusqu'en 2000 par le traitement des prélèvements de fluides et de carottes et des données obtenues, a permis :

- de préciser le contexte géologique de la zone étudiée,
- de montrer qu'il existait en profondeur une formation géologique aux caractéristiques favorables pour le stockage,
- de vérifier que le site ne présentait aucun caractère rédhibitoire au regard de la Règle Fondamentale de Sûreté.

Le programme de recherche 2001-2005 doit aboutir au rapport sur la faisabilité d'un stockage réversible. Cette phase de recherche est marquée par la construction et l'exploitation du laboratoire souterrain, qui sera le premier accès direct à la formation. Elle représente donc une étape importante dans la qualification du site pour un stockage.

Le programme est découpé en quatre parties.

✓ *1^{ère} partie : analyse de la formation du Callovo-Oxfordien*

La première partie du programme a pour objectifs d'expliquer les processus de transferts de masse dans la formation, de montrer leur stabilité dans le temps, ce qui nécessite d'en expliciter l'origine, d'en évaluer les paramètres caractéristiques.

La texture et la porosité des argilites du Callovo-Oxfordien ont des conséquences importantes sur les différents états des fluides interstitiels, et donc sur les propriétés de transport et de rétention de la formation. Le programme s'attache donc à déterminer les origines diverses du matériel sédimentaire initial, le contexte local des différents cycles de sédimentation et les effets des différents événements diagénétiques identifiés, en terme de minéralogie et de texture.

La quantification du transport dans la formation du Callovo-Oxfordien passe par deux phases :

- jusqu'en 2002, la prolongation des recherches sur échantillons pour comprendre les effets compétiteurs physiques à la diffusion, dus à la pétrofabrique, et évaluer l'importance des effets « non diagonaux »
- à partir de 2002, les expérimentations dans le laboratoire souterrain pour vérifier les paramètres de convection – dispersion par mesures in situ et rechercher des marqueurs des phénomènes principaux gouvernant le transport de solutés aux échelles de temps géologiques.

Un autre aspect important attendu des recherches en laboratoire souterrain à partir de 2002 est l'amélioration de la connaissance sur la composition chimique des eaux interstitielles de la formation du Callovo-Oxfordien. Elles doivent permettre d'évaluer la plage de variation et les modes de régulation de cette composition et de quantifier la rétention chimique dans les argilites des principaux radionucléides présents dans les déchets.

✓ *2^{ème} partie : impact des perturbations dues au stockage*

Le dimensionnement des ouvrages souterrains en fonction des options de réversibilité envisagées nécessite de préciser les mécanismes de fissuration dans la zone proche de la paroi et les formulations rhéologiques pour les décrire, en complétant les données expérimentales grâce aux forages carottés effectués à l'été 2000.

Le laboratoire souterrain permettra une validation progressive des modèles de comportement géomécanique :

- Intercomparaison de modèles dans le cadre du 5^{ème} PCRD en 2001 et calage sur les mesures réalisées pendant le creusement du puits d'accès en 2002 ;
- Calcul prévisionnel de comportement des argilites pendant et après creusement d'une galerie expérimentale à partir de 2003 ;
- Parallèlement, les recherches sur les mécanismes de déformation aux grandes échelles de temps (identification expérimentale et estimation de la cinétique) et sur les relations entre fracturation et perméabilité et leurs évolutions dans le temps seront poursuivies ;
- Mesures à différentes échelles dans le laboratoire, exploitation de l'expérience apportée par le creusement des galeries d'infrastructure du laboratoire.

Font également partie du programme de recherche de l'Andra, les perturbations hydriques et chimiques dues à la ventilation (mesure de la désaturation, suivi de marqueurs de l'évolution du front d'oxydo-réduction, évaluation de l'impact de l'oxygène sur la composition chimique des argilites).

L'impact des produits de dégradation des liants hydraulique sur les argilites fait l'objet du contrat de recherche communautaire ECOCLAY II.

Les effets de la dissipation thermique sur la formation du Callovo-Oxfordien feront l'objet d'une expérimentation dédiée en laboratoire de recherche souterrain afin de vérifier les termes de couplage thermique dans les modèles hydro-mécaniques et de montrer les effets thermiques sur la pétrofabrique des argilites (changements éventuels de phases minérales et conséquences sur la texture des argilites).

✓ *3^{ème} partie : évaluation des transferts du Callovo-Oxfordien à la biosphère*

La première phase de reconnaissance a abouti à un modèle hydrogéologique régional, dont les résultats vont être utilisés dans l'évaluation de sûreté de 2001. L'ANDRA participe aussi au programme de recherche du PNRH (Programme National de Recherche en Hydrologie) sur l'évolution hydrogéologique du bassin de Paris pour s'assurer de la cohérence du modèle qu'elle utilise avec son contexte géologique. En fonction de l'analyse qui sera faite de ces travaux, on appréciera le besoin de nouvelles reconnaissances pour affiner la connaissance de la variabilité spatiale des propriétés hydrodynamiques de l'Oxfordien et du Dogger et comprendre le rôle hydraulique de certains grands accidents régionaux.

Compte tenu des échelles de temps considérées dans ces modélisations, on s'intéresse à l'impact de l'évolution climatique sur les écoulements. Une étude multidisciplinaire est en cours pour reconstituer l'évolution géomorphologique des vallées et reliefs au Quaternaire et en modéliser les modifications futures, pouvant avoir des répercussions sur les exutoires.

Le programme prévoit également de rechercher des données concernant les effets de la mise en place d'un pergélisol sur les chemins d'écoulement auprès de mines du Grand Nord canadien.

✓ *4^{ème} partie : démarche d'extrapolation à l'échelle d'une implantation de stockage*

Cette démarche est fondée sur deux constatations d'une part les propriétés des argilites du Callovo-Oxfordien sont liées intimement à leur pétrofabrique, d'autre part les conditions paléogéographiques et diagénétiques ayant conduit à cette pétrofabrique ont peu varié sur le périmètre reconnu entre 1994 et 1996.

Le programme s'articule donc sur deux aspects :

- la recherche de règles de changement d'échelle pour les différentes propriétés, notamment par l'utilisation de méthodes géostatistiques pour l'évaluation de la distribution spatiale des paramètres à partir des données de sismique 2D/3D, des forages et du laboratoire souterrain ;
- une étude sédimentologique et tectonique du secteur, déjà évoquée en 1^{ère} partie.

➤ les massifs granitiques

Les deux objectifs de recherche majeurs et complémentaires sur les massifs granitiques sont à l'horizon de 2006 :

- la compréhension du réseau structural d'un massif, qui va conditionner la géométrie et la répartition des blocs susceptibles de recevoir des modules de stockage ;
- la compréhension de l'hydrodynamique et de la chimie des eaux dans les massifs granitiques, liées au réseau structural existant.

L'expérience acquise jusqu'à présent l'a été essentiellement au travers de collaborations internationales. Pour pallier les manques de données in situ en 2005, il apparaît nécessaire de prolonger ces collaborations internationales pour disposer des références de terrain adaptées aux

modélisations présentées en 2005. La détermination des actions à entreprendre tient compte de la disponibilité des laboratoires souterrains étrangers, notamment en Suède et en Suisse.

Le bilan de l'expérience acquise sera en 2001 analysé par rapport aux modèles de sites français et aux concepts de stockage envisageables.

✓ *Compréhension du réseau structural d'un massif granitique*

Le programme de recherche vise à définir les facteurs à l'origine de l'organisation multi-échelle des hétérogénéités et des réseaux de fractures dans les massifs granitiques.

Entre 2000 et 2002, il s'appuie sur les partenariats de recherche avec le BRGM et le CNRS pour rassembler et interpréter les données existantes en vue de proposer des hypothèses sur l'évolution de l'organisation spatiale de la fracturation dans des massifs ayant des contextes géologiques différents, et sur le rôle des différentes phases tectoniques, qu'ils ont subies, dans la propagation et le colmatage de leur fracturation.

Ce programme pourrait être prolongé entre 2002 et 2005 par un travail de terrain à l'étranger sur des massifs analogues aux massifs hercyniens français.

Il doit s'accompagner d'une recherche sur les outils de reconnaissance non destructive à champ proche pour :

- la description en continu de la variabilité du milieu géologique (opérations de diagraphies dans les forages profonds de sites suédois en 2001) ;
- la caractérisation géophysique de la fracturation (poursuite du développement d'outils radar et sismique avec tests « in situ » (Aspö, Grimsel) en 2002-2004).

✓ *Mesure et modélisation hydrodynamique d'un réseau de fractures*

La recherche porte sur les paramètres à prendre en compte pour le transport des solutés dans les fractures conductrices à différentes échelles et dans les blocs de faible perméabilité et sur les modélisations nécessaires aux évaluations de sûreté.

Pour cela, l'Andra va participer aux travaux de la Task-Force de modélisation d'ASPO (Suède), exercices d'intercomparaison de calculs de « *performance assessment* » à partir des données du laboratoire souterrain, regroupant de nombreuses équipes internationales de modélisation.

Par ailleurs, la distinction blocs/failles est trop schématique pour la modélisation du transport et de la rétention à l'échelle de modules de stockage du fait de la présence d'une petite fracturation dans les blocs. Aussi, il est prévu une réflexion sur :

- la prolongation possible de l'expérience en cours sur le transport dans les réseaux de fracture des blocs (TRUE BLOCK SCALE) en Suède et à une échelle plus grande que réalisée antérieurement ;
- la réalisation d'une nouvelle expérimentation sur une faille conductrice en vue de tester les outils d'interprétation de tests hydrauliques en cours de développement.

✓ *Impact des perturbations thermiques et mécaniques sur les propriétés du réseau de fractures*

Les modèles conceptuels de transport au travers de blocs de granite de faible perméabilité peuvent se trouver modifier par les effets de dissipation thermique provenant des déchets C ou des combustibles usés. Compte tenu de la complexité des couplages thermo-hydro-mécaniques en milieu fracturé, l'objectif du programme est de déterminer le niveau de représentation nécessaire de ces couplages et comment l'atteindre.

D'ores et déjà, l'Andra participe à la phase 3 des exercices internationaux d'intercomparaison de codes de calcul DECOVALEX, qui mettent à profit le démantèlement de l'expérience FEBEX (Grimsel) pour obtenir des données réelles sur la réponse thermo-mécanique d'un massif granitique.

En 2002, sera examinée l'opportunité de concevoir et réaliser une expérience nouvelle sur le comportement du granite en réponse à une sollicitation thermique à une échelle plus pertinente que les expériences précédentes (Suède ou Canada).

✓ *Propriétés géochimiques des massifs granitiques*

L'Andra participe à trois expérimentations dans le laboratoire souterrain du Grimsel (Suisse) pour fournir des données de calage des modèles possibles concernant les perturbations du transport et de la rétention dans les petites fractures et dans la matrice des blocs, induites par les ouvrages existants à proximité :

- Caractérisation de la perturbation alcaline par des bétons des blocs (2000-2002) ;
- Rôle des collœ des sur la capacité de rétention des blocs et essai de traçage (2000-2002) ;
- Perturbation par les gaz des propriétés des blocs et des fractures (2000-2002).

5.2.2.2- Le programme de recherche sur les matériaux pour le stockage

Le programme de recherche sur les matériaux du stockage, hors les déchets et les matrices de conditionnement, s'articule autour de trois types de matériaux :

- les matériaux argileux (pour les barrières ouvragées des colis de déchets vitrifiés et des colis de combustibles usés, les scellements à noyau d'argile et les remblais courants) ;
- les matériaux cimentaires (pour les barrières ouvragées des colis de déchets B et des combustibles usés, les scellements à noyau de béton et les ouvrages de structure) ;
- les matériaux métalliques (pour le surconteneurage des colis primaires de déchets vitrifiés et le conteneurage des combustibles usés).

Pour chaque matériau, il comporte entre 2000 et 2002 des programmes relatifs à l'acquisition des données phénoménologiques à l'échelle du matériau, puis à la validation de ces données à l'échelle des objets ou des ouvrages. A la fin de cette phase de recherche il est prévu de revoir les choix faits en fonction de l'évolution du modèle géochimique du site.

L'ensemble de ces programmes alimente les programmes de qualification, de conception et de dimensionnement des matériaux à l'échelle des objets ou des ouvrages, qui se dérouleront entre 2003 et 2005.

La finalité du programme général de recherche est la contribution :

- à la conception du stockage, notamment avec les spécifications des matériaux (nature, caractéristiques dimensionnelles et physico-chimiques, mise en œuvre, mise en place...),
- aux évaluations de sûreté, notamment avec les performances de différents composants du stockage et la définition de leurs représentations conceptuelles pour les calculs de sûreté.

➤ *Programme de recherche sur les matériaux cimentaires*

Les barrières ouvragées cimentaires des déchets B reposent sur le principe d'une capacité tampon acido-basique ($10 < \text{pH} < 12.5$, Eh réducteur). De ce fait, les bétons à base de ciment CPA ou CLC (associé à des granulats calcaires) ont été retenus comme matériaux de référence en raison de leur forte réactivité mais aussi de leur simplicité, ceci pour tous les ouvrages. Toutefois, la fonction de barrière hydraulique a conduit à retenir les bétons dits « bas pH » en parallèle pour les scellements, du fait de leur faible réactivité attendue avec les eaux du Callovo-Oxfordien. Les principaux thèmes de recherche sont :

- La réactivité chimique des matériaux cimentaires (chimie des eaux et solides) type CPA/CLC et/ou type « bas pH » sous l'effet des eaux du Callovo-Oxfordien, des produits de dégradation des colis de déchets B et/ou du dégagement thermique des colis de combustibles usés (température maximale supérieure à 100°C et durée de la charge thermique de quelques centaines à milliers d'années) ;
- L'évolution des propriétés chimiques, physiques et de confinement des radionucléides, associée à la réactivité chimique :
 - La capacité tampon acido-basique (pH, eh, pCO_2 , $[\text{Ca}]_{\text{aq.}}$),
 - Les propriétés hydrauliques et propriétés de transport des solutés,
 - Les propriétés mécaniques,
 - La spéciation en solution des radionucléides,
 - La rétention des radionucléides sur des phases solides (hydrates, CSH notamment).

➤ *Programme de recherche sur les matériaux argileux*

Le programme porte principalement sur les argiles gonflantes qui ont été retenues pour l'ensemble des ouvrages en raison de leurs remarquables propriétés hydrauliques, de plasticité et de rétention. Dans une moindre mesure, les argilites excavées sont aussi étudiées mais en priorité pour le remblayage courant des galeries. Les principaux thèmes de recherche sont :

- Le comportement géochimique (chimie des eaux et solides), notamment avec la prise en compte de la température pour les colis de déchets vitrifiés et de combustibles usés :
 - Interactions avec les eaux du Callovo-Oxfordien,
 - Interactions avec le fer issu des conteneurs en aciers non alliés,
 - Interactions avec le verre R7T7 (devenir/régulation de la silice), en liaison avec le terme source des colis de déchets vitrifiés,
 - Interactions avec les eaux cimentaires (cas des scellements à noyaux d'argile, des bouchons argileux des alvéoles de stockage de déchets B, voire d'alvéoles de déchets vitrifiés et de combustibles usés).
- L'évolution des propriétés physiques et de confinement des radionucléides, associée au comportement géochimique :
 - les propriétés de gonflement, et mécaniques en générale,
 - les propriétés hydrauliques et de transfert des solutés,
 - la spéciation en solution des radionucléides,
 - la rétention des radionucléides sur les phases argileuses (smectite).
- Le comportement hydromécanique non saturé-saturé en température, principalement dans le domaine de températures supérieures à 100°C.

- Le devenir de l'H₂ issu de la corrosion des (sur)conteneurs en aciers non alliés en condition réductrice.

➤ *Programme de recherche sur les (sur)conteneurage métalliques*

Le programme porte sur les aciers non alliés et les alliages passivables base haute teneur Ni-Cr. Le cuivre et les alliages de titane ne font l'objet que d'une veille sur la base des travaux menés en Suède et au Canada. Les principaux thèmes de recherche abordés sont :

- Les corrosions généralisée et localisée des aciers non alliés, dans des eaux réductrices, carbonatées et chlorurées (eaux du Callovo-Oxfordien) ;
- La propagation de la corrosion par crevasses et piqûres des alliages passivables base haute teneur Ni-Cr, dans des eaux réductrices, carbonatées et chlorurées (eaux du Callovo-Oxfordien) ;
- L'effet de la radiolyse sur la corrosion des alliages passivables base haute teneur Ni-Cr.

5.2.2.3- Le programme de recherche sur la biosphère

Le stockage de déchets radioactifs en formation géologique profonde est conçu comme une combinaison de barrières artificielles et naturelles dont l'objectif est l'isolement à long terme des radionucléides et des toxiques chimiques qu'il contient. Il faut cependant envisager l'hypothèse que, sur des échelles de temps de plusieurs dizaines, voire centaine de milliers d'années, une fraction de ces éléments soit susceptible d'échapper au confinement et de migrer jusqu'à la biosphère.

Le programme de recherche sur la biosphère est orienté de manière à fournir les données nécessaires à l'évaluation de la sûreté du stockage de déchets HAVL. Il doit permettre d'expliquer et de justifier en toute transparence les choix de modélisation de la biosphère qui seront faits pour évaluer la sûreté du stockage. En pratique, il s'agit de calculer la dose à l'homme à partir d'une activité présente à un exutoire naturel (rivière) ou artificiel (puits). Pour cela, il convient d'étudier la manière dont les radionucléides vont se disperser dans l'eau et les sols, de comprendre les phénomènes importants qui gouvernent les processus de transfert dans la chaîne alimentaire et d'estimer les expositions auxquelles pourraient être soumises les générations futures.

Le programme comporte des études relatives à ces trois aspects, pour chacun des radionucléides et toxiques identifiés comme prioritaires et pour les paramètres importants des modèles. Ces études se poursuivront jusqu'en 2005.

Le développement des modèles mathématiques nécessaires aux évaluations de dose progresse avec les connaissances acquises sur la phénoménologie. Actuellement, le code Aquabios permet d'effectuer des calculs de transfert dans la biosphère et d'évaluer l'impact sanitaire du stockage. Il sera enrichi jusqu'en 2005. Enfin, la description et la prise en compte dans les modèles de l'évolution des biosphères à très long terme sera réalisée en 2003-2004.

5.2.2.4- Le programme de recherche sur les calculs et simulations numériques

Les orientations de ce programme de recherche concernant les méthodes numériques font l'objet des réflexions lors des écoles d'été 2000 et 2001 du CEMRACS :

- en 2000, modélisation des processus de transport, tenant compte des différentes échelles spatiales et temporelles à analyser pour le comportement à long terme et l'impact d'un stockage,
- en 2001, décomposition de domaines et homogénéisation.

Par ailleurs, l'Andra s'est engagée dans un exercice d'évaluation des capacités numériques de différents codes pour traiter de différents problèmes de couplage (exercice COUPLEX). Les différents cas-tests de cet exercice seront proposés à la communauté scientifique et feront l'objet d'un séminaire.

Les résultats en seront publiés et les enseignements qui en seront tirés guideront le programme d'accompagnement scientifique à la plateforme de simulation (cf 5.2.3.4).

Une coopération est engagée avec le CEA sur ce thème de la simulation, avec pour objectif de rapprocher les environnements numériques.

5.2.3- L'organisation en processus

Pour fournir en 2005 les éléments permettant d'appréhender la faisabilité du stockage et pour éclairer les débats sur les modes de gestion des déchets, sur l'impact des différentes évolutions possibles de l'inventaire ainsi que sur la réversibilité, le projet implique :

- de définir des concepts de stockage, adaptés aux caractéristiques des sites étudiés (géométrie, caractéristiques mécaniques, propriétés importantes vis-à-vis du confinement des éléments radioactifs) et des colis (inventaire, comportement) ;
- d'en analyser la sûreté ;
- d'en analyser la réversibilité.

Le déroulement du projet d'ici 2005 comprend des itérations entre ces trois processus, pour :

- intégrer dans la conception les exigences de sûreté ;
- inscrire la conception dans une logique de réversibilité ;
- analyser les liens entre réversibilité et sûreté.

Pour mener à bien ces trois processus, la modélisation phénoménologique de l'évolution du stockage décrit le fonctionnement dans le temps et les interactions des différents composants du stockage, naturels et ouvrages.

Le calage et la validation des modélisations impliquent :

- des acquisitions de données de site liées à la mise à disposition des installations du laboratoire à des fins d'expérimentations ;
- des acquisitions de connaissances sur les colis de déchets ;
- des recherches sur les matériaux de construction du stockage.

Ainsi, le déroulement du projet est cadencé par :

- les acquisitions de données, principalement sur les sites ;
- le besoin d'itérations entre les processus, qui permettent notamment, à chaque étape, de préciser le programme de travail de la phase suivante.

Ce déroulement, résumé par la figure 5.2-I, repose sur le phasage rappelé en 5.2.1.1.

➤ Phasage

Dans le contexte de la loi de 1991, le processus de conception, est jalonné en trois grandes étapes d'ici 2005, permettant des itérations avec les modélisations et les analyses de sûreté et de réversibilité :

1994-1999 : Exploitant les résultats des reconnaissances de site menées depuis la surface, l'ANDRA a sélectionné des options initiales de conception d'un stockage, sur la base d'une analyse multi-critères : sûreté, coûts, réversibilité, faisabilité et complexité de la démonstration de faisabilité, au plan scientifique et au plan technologique, compatibilité avec les inventaires de colis. Un programme d'études scientifiques et techniques a été entrepris sur les principales questions posées par ces options initiales : les résultats obtenus en 1998/1999 ont conduit à revoir et à préciser les options de conception, et constituer ainsi des « concepts préliminaires de stockage ».

1999-2001 : Fin 2001, les concepts préliminaires sont développés dans un dossier d'avant projet préliminaire de stockage, associé au « modèle d'inventaire préliminaire » de colis.

L'avant-projet préliminaire est accompagné d'une comparaison des avantages et inconvénients des différents concepts étudiés, d'une mise en regard des concepts étudiés dans d'autres pays, et d'une analyse des différents postes de coûts (construction, exploitation, fermeture...) conduisant à identifier des voies d'amélioration technico-économique possibles.

2002-2005 : Le dossier de conception est mis à jour et complété sur la base :

- du développement et du calage des modélisations, exploitant les acquisitions de données réalisées notamment dans le laboratoire souterrain de recherche de Meuse/Haute-Marne, et permettant de justifier le dimensionnement des composants ;
- des enseignements des analyses de sûreté, en phase opérationnelle et après fermeture ;
- de l'analyse de la réversibilité des concepts de stockage, conduisant notamment à l'intégration d'un programme de surveillance .

➤ Stratégie de conception

Dans le cadre de la loi de 1991, les activités de conception sont orientées vers un objectif d'évaluation de la faisabilité du stockage en formation géologique profonde. Il s'agit de montrer qu'il existe des solutions concrètes possibles pour stocker les déchets, et de constituer le support technique des recherches permettant de répondre aux questions scientifiques et techniques conditionnant la faisabilité. Il ne s'agit pas, en revanche, de finaliser un projet optimisé.

Aussi le travail effectué d'ici 2005 ne pourra pas se substituer au travail d'ingénierie qui serait à réaliser si une décision favorable était rendue sur l'autorisation d'étudier puis de construire un stockage. En 2006, il pourra subsister pour des raisons de temps disponible ou de coût des études correspondantes, des interrogations non levées relatives à des choix de solutions alternatives qui permettraient une meilleure optimisation du projet. Celles-ci devront alors être identifiées et faire éventuellement l'objet d'études au-delà de 2006, compte tenu notamment des études de sensibilité déjà effectuées pendant les périodes précédentes.

Les concepts préliminaires sélectionnés en 1999 constituent la base de la conception de l'avant-projet préliminaire et de la première vérification de sûreté (Cf. § 5.2.3.3). Ils maintiennent ouvertes plusieurs conceptions possibles en matière de dimensions de cavités souterraines, de fonctions et de matériaux de conteneurage et de barrières ouvragées, de techniques de réalisation et d'exploitation. La flexibilité voulue au stade actuel du projet, permet d'analyser l'influence de ces éléments de conception sur les performances de sûreté, de réversibilité et sur le coût, du stockage.

Le nombre et la nature des concepts qui seront développés dans le dossier de 2005 seront déterminés en 2002, en effectuant un bilan de l'ensemble des résultats qui auront été obtenus en 2001 par les différents processus de recherche du projet HAVL (Cf. § 5.2.1.1).

Les études de conception des principaux composants d'un stockage, et leur logique d'enclenchement, ainsi que les acquisitions de données et les modélisations nécessaires à la justification de la conception, sont décrites par le plan de développement du projet HAVL.

Les concepts présentés en 2005 privilégient des méthodes technologiques de réalisation et d'exploitation qui bénéficient d'un retour d'expérience disponible, en France et à l'étranger. Aussi l'évaluation de faisabilité ne prévoit pas, d'ici 2005, la réalisation d'essais de démonstration technologique de grande ampleur. Seuls les aspects spécifiques et critiques des procédés envisagés – mise en forme de matériaux de conteneurage, de barrières ouvragées et de scellement ; excavation des argilites – feront l'objet, lorsque nécessaire, d'essais.

➤ Principes de conception

- Modularité, flexibilité du stockage

Le stockage est conçu par zones, dédiées à chaque catégorie de déchets : déchets B, déchets C vitrifiés, combustibles usés UOX, combustibles usés MOX. La séparation des différentes catégories de déchets rend l'étude de faisabilité du stockage flexible vis-à-vis des scénarios de gestion possibles et des évolutions d'inventaire.

Les zones de stockage sont suffisamment éloignées les unes des autres pour minimiser les interactions physico-chimiques. Le zonage du stockage est ainsi mis à profit pour simplifier l'analyse phénoménologique.

Chaque zone est elle-même conçue comme la réalisation successive d'une dizaine de modules, au fur et à mesure de l'avancement du stockage. La mise en service actif de l'installation de stockage ne requiert ainsi la disponibilité que d'un premier module, représentant de l'ordre de 10% de la capacité future.

Dans la logique de la réversibilité, la progressivité de la réalisation et de la fermeture des modules, confère au stockage une flexibilité en matière de gestion dans le temps ; elle apporte, à tout moment, une liberté de choix sur l'avancement du processus de stockage.

La réalisation progressive du stockage permet de constituer un retour d'expérience pour la conception des modules suivants, elle permet de s'adapter aux évolutions possibles de mode de gestion des déchets.

- Maîtrise de l'analyse phénoménologique

La recherche d'une simplification de l'analyse phénoménologique a conduit à introduire dans la conception du stockage :

- des limitations de température (déchets C et combustibles usés),
- l'étude de la faisabilité d'un conteneurage durable des déchets,
- une architecture autant que possible en cul-de-sac.

- Options de sûreté

La règle fondamentale de sûreté III-2-f spécifie que la sûreté du stockage ne doit pas reposer sur une seule barrière dont la défaillance pourrait compromettre les deux rôles du stockage : protéger les déchets en s'opposant aux circulations d'eau, puis limiter le transfert vers la biosphère des substances éventuellement relâchées (concept multi-barrières). Aussi la barrière géologique, constituée par une formation géologique choisie pour sa très faible perméabilité et ses capacités de rétention, est complétée par des barrières manufacturées, réalisées par le colisage des déchets et par les ouvrages de stockage.

Une méthode itérative est retenue pour déterminer les performances à atteindre par les composants du stockage en matière de sûreté, et les dimensionner .

En matière de confinement, la barrière géologique repose sur la formation du Callovo-Oxfordien argileux, d'épaisseur 130 mètres environ. Au stade actuel, pour bénéficier de part et d'autre des ouvrages, d'une épaisseur d'argilite pas ou peu perturbée de l'ordre d'une cinquantaine de mètres, les ouvrages de stockage sont supposés implantés au milieu de la couche, correspondant au niveau principal du laboratoire de recherche souterrain Meuse/Haute-Marne.

➤ Composants ouvrages du stockage

Les activités de conception portent sur les composants suivants :

- Colisage des déchets en vue du stockage : compléments éventuels à apporter aux colis primaires de déchets B et C vitrifiés pour les rendre stockables, conteneurs de stockage de combustibles usés :

Fonctions et performances allouées au colis stockable, pour les phases d'exploitation et le plus long terme ; choix et formulation des matériaux de conteneurage ; procédés de formage et de soudage ; dimensionnement, justification : épaisseur, nombre de colis de déchets primaires ou d'assemblages combustibles par colis stockable ; coût

- Installations de soutien au stockage :

- Préparation des matériaux de construction et de scellement

Identification de procédés industriels ou industrialisables, compatibles avec les exigences de formulation et de conditionnement des matériaux

- Préparation des colis stockables

Faisabilité de la mise en œuvre des procédés de préparation des colis stockables, en particulier les procédés de soudage, en cellule nucléaire

- Installations de stockage :

Architecture souterraine d'ensemble du stockage ; compatibilité avec le modèle d'inventaire de colis ; intégration dans la couche d'argilite ; zonage, intégration de

l'ensemble des procédés de réalisation, d'exploitation, et de surveillance ; intégration des options de sûreté, en exploitation et à long terme

- Installations de surface
- Ouvrages souterrains de liaison
 - Ouvrages de liaison entre la surface et le fond
Fonctions, intégration des systèmes d'exploitation (voir plus loin) ; dimensionnement ; méthodes de réalisation, excavation, soutènement, revêtement ; implantation par rapport aux zones de stockage ; intégration des exigences imposées par le scellement, des options de sûreté, de la réversibilité ; coût
 - Scellement des galeries de liaison
Fonctions ; choix, formulation, conditionnement, qualification des matériaux ; traitement de l'interface entre le scellement et l'argilite au voisinage, prise en compte de la zone d'argilite perturbée par l'excavation ; dimensions des ouvrages .
- Zones de stockage dédiées respectivement aux déchets B, C vitrifiés, combustibles usés (UOX et MOX)
Architecture des zones, modularité de leur conception, de leur réalisation, de leur exploitation ; compatibilité avec le modèle d'inventaire de colis, etc. (voir installations de stockage)
- Modules de stockage
Architecture des modules, intégration des procédés de réalisation, d'exploitation, de surveillance, des options de sûreté, de la réversibilité ; dimensionnement thermique et mécanique, vis-à-vis de l'exploitation, de la réversibilité, et des perturbations des barrières de confinement aux différentes échelles de temps et d'espace
 - Galeries desservant les alvéoles de stockage
 - Alvéoles de stockage
Dimensionnement (voir modules de stockage), intégration des éléments ouvragés (voir plus loin)
 - Excavation et soutènement
Techniques de réalisation, choix des matériaux de soutènement, intégrant les exigences du scellement, les options de sûreté et de réversibilité ; coût
 - Éléments ouvragés : barrières ouvragées, revêtements de confortement des parois des cavités, bouchons d'exploitation...
Fonctions, en exploitation et à plus long terme ; choix, formulation, conditionnement, qualification des matériaux ; dimensionnement ; justification, vis-à-vis des performances à atteindre et des interactions physico-chimiques ; interface avec les systèmes d'exploitation, intégration de la surveillance ; techniques de réalisation ; coût
 - Scellement des alvéoles
- Scellement des modules de stockage
Voir scellement des galeries de liaison

- Systèmes et équipements d'exploitation
 - Transferts des personnels, des colis, des matériaux, ventilation etc...
Dimensionnement (flux) ; faisabilité technologique ; intégration dans les ouvrages souterrains ; prise en compte des options de sûreté et de radioprotection, de la réversibilité ; coût

Des illustrations des études sur les concepts sont proposées à titre d'exemple sur les figures 5.2-II pour certains colis et 5.2-III pour certains concepts de stockage.

Le descriptif synthétique des exemples de concepts est présenté dans le tableau 1.

Exemples de concepts préliminaires de colis stockables

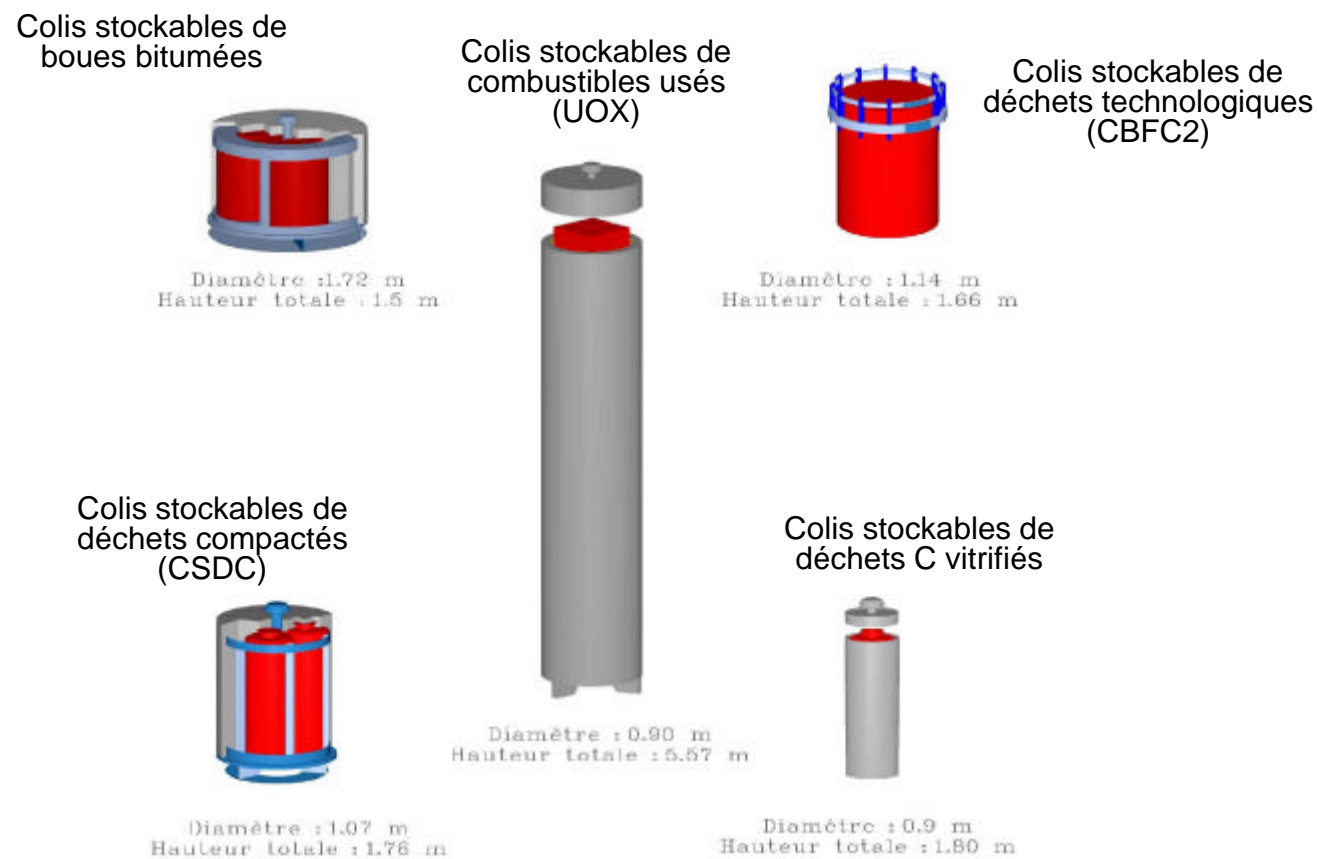


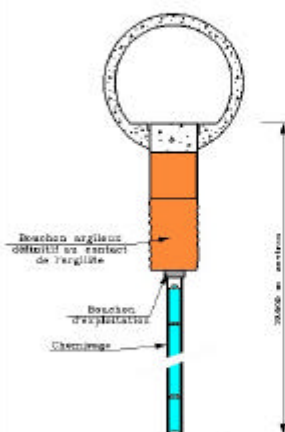
Figure 5.2-II

ILLUSTRATION DES CONCEPTS DE STOCKAGE

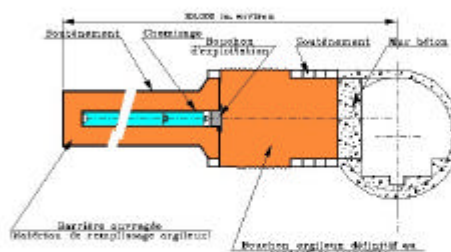
FIGURE 5.2.III

C 1M ASTE 00-0859/A-CH

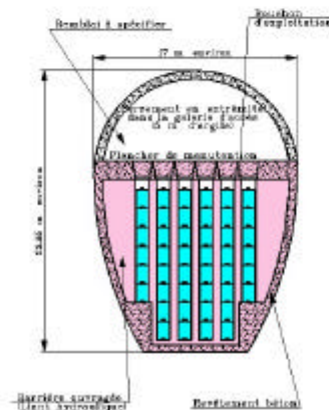
Puits Petit Diamètre
Pour 8 colis CSD-V



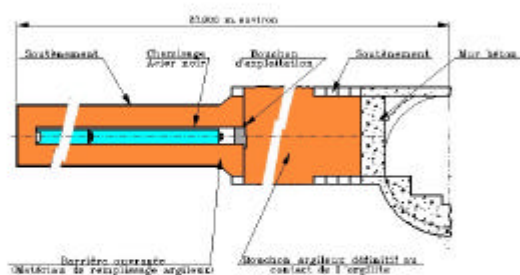
Tunnel Court
pour 8 colis CSD-V



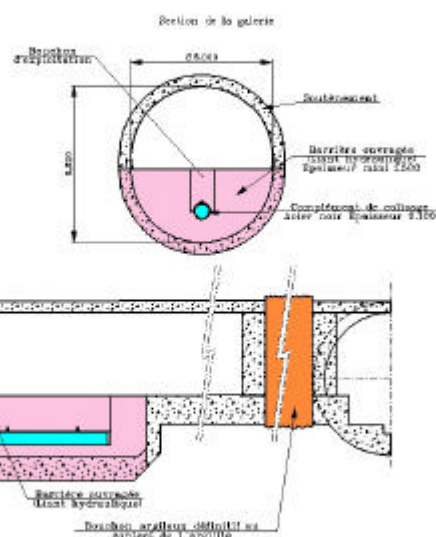
Grande Cavité A stockage vertical
Pour colis de déchets B



Tunnel court
pour assemblages CU



Caveau
pour assemblages CU



Agence nationale
pour la gestion des
déchets radioactifs

Figure 5.2-III

	Puits petit diamètre	Tunnel court-c	Grande cavité à stockage vertical	Tunnel court C.U.	Caveau C.U.
Déchet	C vitrifié	C vitrifié	B	C.U.	C.U.
Alvéole	puits 18m	tunnel 20m	grande caverne verticale	tunnel 30m	caveau en galerie
Barrières artificielles	<ul style="list-style-type: none"> • surconteneur de 20mm en alliage passivable • pas de barrière ouvragée autour des colis • bouchon d'alvéole en argile gonflante 	<ul style="list-style-type: none"> • surconteneur de 75mm en acier • barrière ouvragée à base d'argile gonflante 	<ul style="list-style-type: none"> • fermeture hydraulique de l'alvéole par plancher et bouchons de 1m • corps de barrière ouvragée en liant hydraulique • bouchon d'alvéole à base d'argile : serrement de la galerie d'accès 	<ul style="list-style-type: none"> • surconteneur de 40 à 50mm en alliage passivable • corps de barrière ouvragée en argile gonflante • bouchon d'alvéole en argile gonflante 	<ul style="list-style-type: none"> • surconteneur de 100 à 120mm en acier • corps de barrière ouvragée en liant hydraulique • bouchon argileux en extrémité de galerie

Tableau 1 :
descriptif synthétique des exemples de concepts présentés sur la figure 5.2-III

5.2.3.2- Processus d'acquisition de données

5.2.3.2.1- Le processus d'acquisition de connaissance sur le milieu géologique

Dans le concept de stockage en formation géologique, le milieu géologique est une donnée extrinsèque que le concepteur doit prendre en compte, nécessitant la caractérisation et la modélisation du milieu géologique.

- Au démarrage du processus, il s'agit de recueillir les premiers éléments de connaissance sur les caractéristiques géologiques et physico-chimiques des différentes formations présentes sur le site étudié et de vérifier que le site ne présente aucun caractère rédhibitoire par rapport aux critères de la RFS. Cette étape s'est achevée pour le site Meuse/Haute-Marne avec le dépôt de la demande d'autorisation d'installation et d'exploitation des laboratoires souterrains.
- La deuxième étape consiste à déterminer l'état actuel du site géologique, identifier les phénomènes dominants régulant cet état ou à l'origine des perturbations qu'induirait la construction et l'exploitation du stockage. Elle aboutit à l'établissement de modèles conceptuels. Ce processus d'acquisition est itératif utilisant tout d'abord des méthodes d'investigation depuis la surface et des expérimentations sur des prélèvements, puis des investigations dans le laboratoire souterrain et des expérimentations in situ. Les itérations sont aussi liées à l'avancement des choix de conception (fonctions et caractéristiques demandées aux matériaux d'ouvrages et de barrières et interactions possibles avec la barrière géologique) et aux résultats des évaluations de sûreté (incertitudes sur certains paramètres à réduire, connaissances à préciser...).
- La troisième étape, en aval des processus de conception et d'évaluation de sûreté, doit permettre de valider au moins en partie la modélisation du milieu géologique utilisée au cours de ces processus par des expérimentations spécifiques dans le laboratoire souterrain et de poser les bases de l'extrapolation des données acquises dans le laboratoire souterrain à l'échelle du stockage.

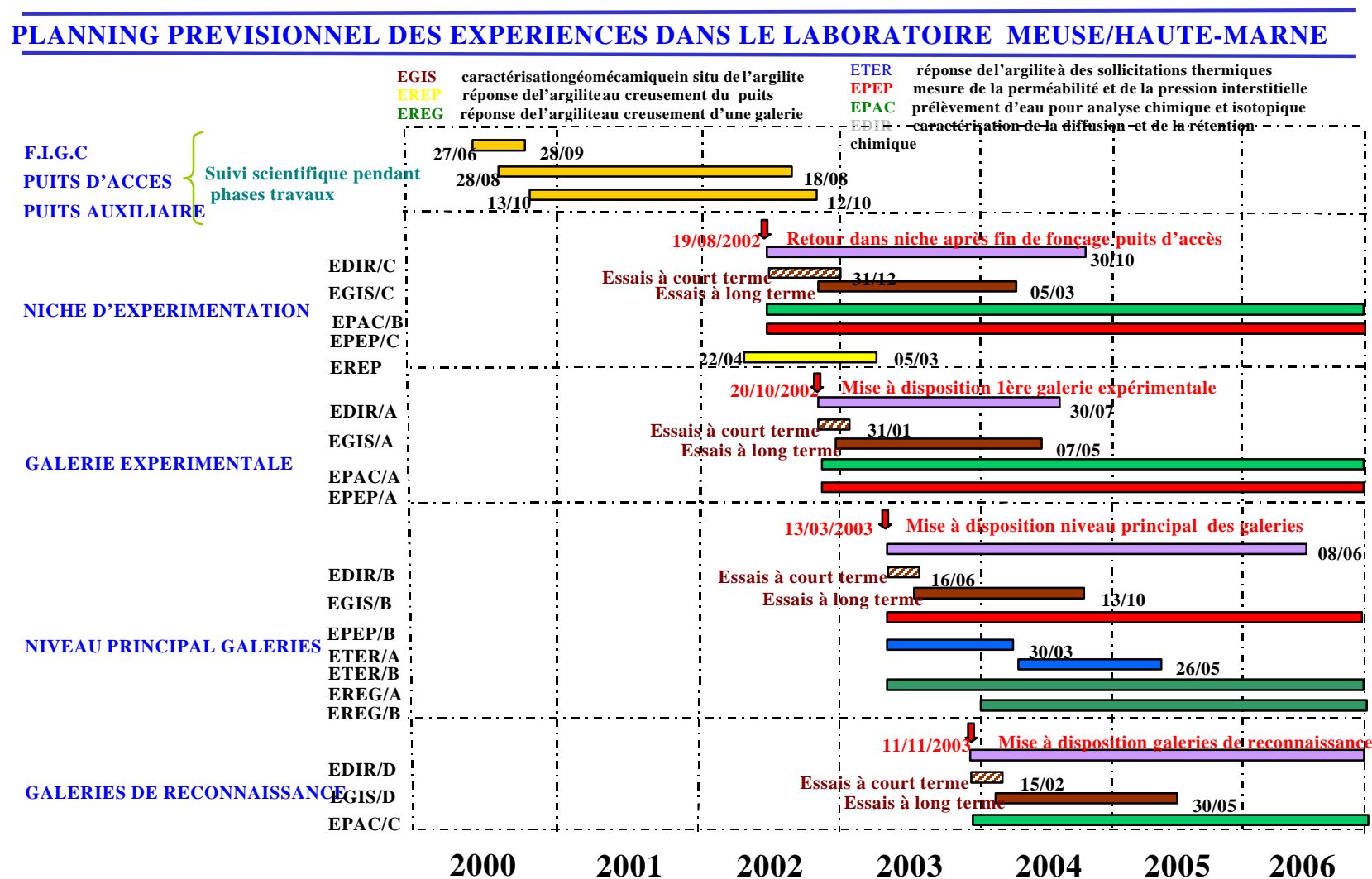
Le calendrier des investigations et expérimentations est contraint par l'accessibilité des sites et la planification des travaux d'infrastructure nécessaires à leur réalisation, notamment pour le laboratoire souterrain.

Le programme prévisionnel des expériences dans le laboratoire Meuse/Haute-Marne est présenté dans le tableau 2, et le planning correspondant sur le schéma de la figure 5.2-IV.

Tableau 2 : programme prévisionnel des expérimentations sur le site Meuse/Haute-Marne

1. PROGRAMME REALISE DEPUIS LA SURFACE	
Investigations	Type de travaux
❶ Suivi des perturbations dues au creusement des puits Caractérisation géomécanique du site	Forages destructifs à 400 m (E201,E203) , à 150 m (E202), et à 25 m (pour suivi d'environnement) Mesures géomécaniques et carottage du Callovo-Oxfordien dans forage-guide (E205)
❷ Modélisation géologique 3D détaillée du volume du laboratoire souterrain	Sismique 3 D à l'échelle du L.S (environ 2 X 2 Km)
❸ Modélisation hydrogéologique du secteur d'étude autour du laboratoire souterrain	Forages destructifs(ou en partie carotté) à l'Oxfordien et/ou au Dogger pour mesures hydrauliques et géochimiques (NB : leur nombre et position seront fixés en 2001)
❹ Définition de l'aléa sismique sur le secteur d'étude	Stations régionales d'écoute sismique complémentaires du Réseau National existant
2. PROGRAMME REALISE DANS LES PUIITS PENDANT LEUR FONCAGE	
❺ Caractérisation verticale détaillée du site Suivi de l'impact hydromécanique du creusement d'un puits sur les argilites du Callovo-Oxfordien	Observations géologiques et prélèvements de fluides par forages fond de puits Dispositifs de mesures de convergence et instrumentation à différents niveaux pour étudier la zone endommagée, expérimentation à partir de la niche à -445m: mesures de déformations, de contraintes, de pression interstitielle et de leur variation lors du passage du front de taille puis dans le temps
MESURES ET EXPERIMENTATIONS REPETEES DANS PLUSIEURS LOCALISATIONS DU LABORATOIRE	
❻ Caractérisation détaillée du volume du laboratoire souterrain	Observations géologiques et prélèvements de roche réguliers, dispositifs de mesures de convergence
❼ caractérisation géomécanique du site	Mesures du tenseur des contraintes naturelles, mesure de la déformabilité (essais dilatométriques)
❽ Caractérisation chimique des eaux de la formation hôte	Prélèvements d'eau et/ou de roches pour extraire l'eau en minimisant les perturbations chimiques et bactériologiques, mesure in situ de certains paramètres (pH...)
❾ Détermination du mode de transport dominant dans le Callovo-Oxfordien	Test de mesure de la perméabilité à l'eau et au gaz sur une longue durée, mesure de la pression interstitielle, mesure des coefficients de diffusion effectifs in situ et sur échantillons très faiblement perturbés
❿ Caractérisation du confinement dans le Callovo-Oxfordien	Visualisation de la rétention par injections de traceurs réactifs en forage dans les argilites
PROGRAMME REALISE DANS LE NIVEAU PRINCIPAL DU LABORATOIRE	
❶❶ Suivi des perturbations autour d'une galerie	Mesures de déformations, de contraintes, de pression interstitielle et de leur variation lors du passage du front de taille puis dans le temps, ainsi que des modifications hydriques et chimiques
❶❷ Suivi de la perturbation thermohydromécanique et géochimique développée autour d'une source de chaleur	Mesures de température, de déformations, de contraintes, de pression interstitielle et de leur variation lors du passage du front de taille puis dans le temps, ainsi que des modifications hydriques et chimiques

Figure 5.2-IV : planning prévisionnel des expériences dans le laboratoire Meuse/Haute-Marne



A chaque étape du processus de conception (5.2.3.1) et de celui des études de sûreté (5.2.3.3) la connaissance acquise est traduite par des modèles, mis à jour avec les dernières données acquises sur site et des valeurs de références associées pour modéliser les situations de stockage. Les grandes étapes identifiées sont celle de l'avant-projet préliminaire et de la 1^{ère} vérification de sûreté en 2001, celle de la 2^{ème} vérification en 2003-2004, et enfin celle de l'avant-projet de stockage avec la dernière étape d'ici fin 2005 de l'analyse de sûreté.

Pour 2001 on dispose de certaines données issues des travaux avant fonçage des puits (premiers forages de suivi des perturbations, résultats partiels de la sismique 3D, et expériences ❶ et ❷ du tableau 1. Durant cette période, les cahiers des charges des expérimentations sont élaborés en tenant compte du retour d'expérience des laboratoires méthodologiques et des plannings de réalisation en laboratoire souterrain.

De 2002 à 2006, le développement des modélisations du milieu géologique et plus globalement du stockage bénéficie progressivement de l'intégration des résultats des expérimentations en laboratoire souterrain dans les modèles phénoménologiques :

- en 2003-2004 la 2^{ème} vérification de sûreté dispose essentiellement de données acquises avant et pendant le fonçage des puits d'accès au laboratoire souterrain et pendant le fonçage des galeries, expériences ❶❷❸❹❺❻ du tableau 1 ;
- le référentiel de 2005 dispose des mesures issues des expérimentations du niveau principal, et notamment des expériences ❹❺❻❽❾❿-❶❶❶❷, du tableau 1.

Les objectifs des principales expérimentations sont précisés succinctement dans le descriptif ci-dessous.

E-GIS: expériences de caractérisation géomécanique in situ des argilites

Les paramètres obtenus sur échantillons prélevés dans les forages depuis la surface ont permis d'entreprendre les études et modélisations géomécaniques. Les connaissances sont complétées durant la phase de laboratoire souterrain, notamment en ce qui concerne les paramètres rendant compte du comportement de la formation, à une échelle supérieure à celle accessible par ces échantillons. Des essais cycliques en contraintes/ déformations sont prévus à court terme, et des essais de fluage avec dilatomètre pour le long terme.

E-REP & E-REG: réponse de l'argilite durant le creusement du puits et l'excavation des galeries

L'étude de la réponse hydro-mécanique de l'argilite du Callovo-Oxfordien durant le creusement du puits d'accès (E-REP) constitue la première expérimentation en laboratoire souterrain. Elle consiste en un « mine-by test », destiné à caractériser en temps réel l'effet du creusement du puits sur les argilites. Cet essai est instrumenté depuis la niche à -445m, avant reprise du creusement vertical du Callovo-Oxfordien. Les résultats des mesures seront comparés avec ceux des modèles numériques testés dans le cadre du programme communautaire MODEX-REP.

L'essai E-REG est de même principe, en horizontal, dans le niveau principal du laboratoire à -490m, présentant une résistance inférieure à celle du niveau de la niche. Il s'attache à caractériser aussi complètement que possible la zone endommagée tant du point de vue mécanique qu'effets sur le confinement (perméabilité, oxydation...)

Les modèles hydro-mécaniques pourront être en partie validés à l'aide des différents jeux de mesures qui seront produits par cet essai.

E-TER : réponse de l'argilité à la contrainte thermique

L'objet de E-TER est de confirmer la phénoménologie de l'argilite, liée à l'effet de la température, ainsi que les paramètres qui lui sont associés : conductivité thermique, mesure de l'évolution des caractéristiques thermo-hydrauliques et thermo-hydro-mécaniques.

E-PEP : mesures de perméabilité et d'eau interstitielle

E-PEP a été conçu afin de déterminer in-situ les paramètres importants pour les flux convectifs au sein de la formation du Callovo-Oxfordien, et pertinents par rapport à l'échelle des calculs de performances. La charge hydraulique et la perméabilité sont les principaux paramètres mesurés au cours des expériences. Il s'agira en particulier de vérifier les valeurs déterminées à partir des forages, et d'obtenir les caractéristiques hydrodynamiques à différentes échelles, compatibles avec celles des calculs de performances.

E-PAC : échantillonnage d'eau pour les analyses chimiques et isotopiques

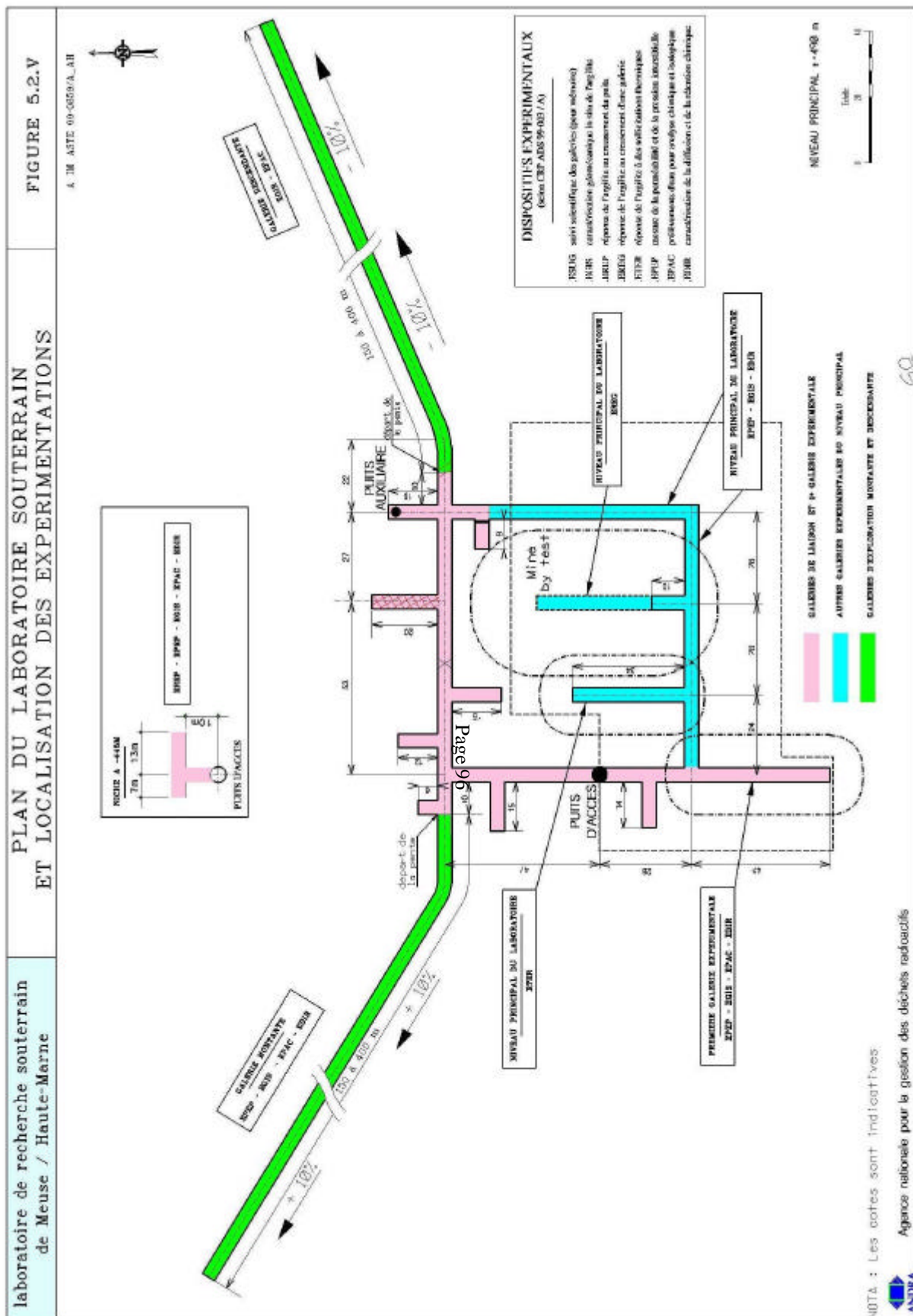
Le faible perméabilité du Callovo-Oxfordien, et sa faible teneur en eau ont rendu très difficile l'obtention d'échantillons durant les investigations depuis la surface. Les faibles fractions d'eau qui ont pu être extraites des carottes n'ont pas permis de caractérisations d'une grande fiabilité. L'objectif des expériences E-PAC est d'une part de recueillir des échantillons d'eau dans des conditions mieux maîtrisées, et d'autre part de mesurer sur site les grandeurs non conservatives ; il s'agira de produire les données fiables, nécessaires aux modélisations nécessitant les caractéristiques de l'eau. Ces dernières sont également nécessaires pour certaines autres expérimentations, comme par exemple celles sur la diffusion.

E-DIR : caractérisation de la diffusion chimique et de la rétention

Le programme E-DIR comprend une dizaine d'opérations de traçage dans des forages courts. Après un certain temps suivant la mise en place des traceurs, ces forages seront sur-carottés ; la présence des traceurs sera mesurée et reportée en fonction du temps et de la distance de pénétration, afin de déterminer les paramètres caractéristiques de la diffusion dans l'argilite.

Les mesures de rétention seront réalisées suivant le même principe, en mettant en œuvre des traceurs réactifs, qui se sorbent à la surface des minéraux.

Un plan simplifié du niveau principal du laboratoire est présenté sur la figure 5.2-V.



5.2.3.2.2- Le processus de connaissance des matériaux du stockage

La dénomination de matériaux du stockage recouvre l'ensemble des matériaux exogènes au milieu géologique, choisis pour réaliser le stockage, en particulier :

1. les colis comprenant les déchets et leur conditionnement (matrice d'enrobage, étui, conteneur) ;
2. les ouvrages d'infrastructure du stockage (par exemple les soutènements) ;
3. les barrières ouvragées (de corps et de bouchon) ;
4. les scellements et les remblais.

Les données relatives aux colis de déchets, inventaires, dossiers de connaissances, sont acquises dans le cadre des programmes d'études et de conception du projet de stockage. En revanche, celles portant sur leur comportement à long terme sont menées dans le cadre du programme scientifique en liaison avec les études de l'axe 3.

Contrairement au milieu géologique, donnée dont l'étude relève d'une logique de caractérisation, les matériaux relèvent d'une logique de conception dont le processus est intimement lié aux processus de conception et d'évaluation de sûreté du stockage. Toutefois, les colis déjà produits ou ceux qui le seront suivant un procédé déjà défini constituent une exception importante à cette règle. Le milieu géologique et les matériaux (i.e objets et ouvrages) forment ainsi un ensemble intégré dans le concept de stockage. De ce fait, la caractérisation des matériaux s'inscrit de manière spécifique tout au long du processus de conception et d'évaluation de sûreté du stockage :

- en amont du processus, elle fournit les premiers éléments de connaissances sur les propriétés physico-chimiques comme guide et données d'entrée (les choix possibles de matériaux, les propriétés physique et chimique de base, les compatibilités physico-chimiques entre matériaux et avec le milieu géologique, la durabilité, les performances physiques et chimiques attendues en situation de stockage...). Ce travail peut être orienté par des pré-choix en matière de fonctions attendues par les objets et les ouvrages qu'ils doivent constituer, dans le stockage ;
- en cours du processus, sur la base des choix réalisés en amont et la prédéfinition des fonctions attendues dans un stockage, elle a pour objectif d'acquérir les connaissances manquantes ou insuffisantes sur les propriétés physico-chimiques des matériaux et leurs comportements en situation de stockage. Des ajustements dans les programmes de caractérisation ainsi que des retours ou des ajustements sur les choix de matériaux sont progressivement réalisés au fur et à mesure des exercices de conception et d'évaluation de sûreté, ainsi que de l'acquisition des données sur le milieu géologique d'accueil ;
- enfin, en aval du processus de conception et d'évaluation de sûreté, elle a pour objectif la qualification des matériaux retenus et la définition précise de leurs spécifications (composition, géométrie, masse, technologies de mise en forme et de mise en place etc...).

L'étape amont, d'acquisition de connaissances et de sélection des matériaux a été franchie :

- liants hydrauliques à base CPA ou CLC pour les alvéoles de stockage des déchets B et les scellements ;
- argiles gonflantes pour les barrières ouvragées des déchets C ;
- acier non allié, et en alternative, alliages passivables à base NiCr, pour les compléments de colisage.

Dans le cas du stockage des combustibles usés, les barrières ouvragées à base de liants hydrauliques sont étudiées, de même que celles à base d'argiles gonflantes.

L'étape en cours consiste à caler ces choix sur la base des concepts préliminaires de stockage. On notera en particulier :

- le calage des modélisations du fonctionnement des BO, sur la base des résultats expérimentaux, et, pour ce qui concerne les interactions avec le milieu géologique, des données acquises en laboratoires souterrains, et notamment les informations de nature géochimique, hydrauliques et mécaniques (expériences ③, ⑩ et ⑦ du tableau 1) ;
- 1^{er} recalage des modèles sur les scellements, à partir des données de site, notamment durant la phase d'études en laboratoire souterrain (expériences ③ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩- ① ①- du tableau 1).

5.2.3.3- Les études de sûreté

L'objectif est de pouvoir évaluer fin 2005 la faisabilité du stockage des déchets HAVL dans le respect des objectifs de sûreté définis par la RFS III.2.f. Après les premiers exercices de sûreté associés au DAIE et aux Options Initiales de Conception, trois étapes restent à franchir : la première vérification de sûreté qui est en cours et se termine fin 2001, la deuxième vérification de 2002 à 2004 et enfin la mise en cohérence du dossier final. Chaque itération reprendra les mêmes travaux, en les mettant à jour au fur et à mesure de l'avancée des connaissances, en les précisant, les exploitant, dans un processus d'amélioration.

Il s'agit à chaque étape, d'évaluer la robustesse des concepts proposés, c'est-à-dire leur aptitude à résister aux différentes perturbations internes (corrosion par exemple) et externes (glaciation par exemple), et de calculer les performances de confinement de ces concepts, c'est-à-dire l'impact radiologique potentiel consécutif à ces différentes perturbations.

5.2.3.3.1- Sûreté à long terme

Pendant l'année 2000, l'Analyse Phénoménologique des Situations de Stockage (APSS) a permis d'identifier les phénomènes majeurs contrôlant le comportement des différents éléments du stockage, depuis le creusement des puits. Dans un premier temps, l'accent a été mis sur les phénomènes les plus vraisemblables. Parallèlement, a été conduite une analyse fonctionnelle de ces concepts préliminaires permettant de bien identifier les fonctions attribuées aux composants principaux. L'analyse qualitative de sûreté est effectuée en croisant l'APSS et l'analyse fonctionnelle. Elle permet de construire des scénarios pour une évaluation du comportement à long terme en phase de post-fermeture. D'une part le Scénario d'Evolution Normale (SEN) est celui dans lequel le comportement de chaque constituant est tel qu'il a été défini lors de l'analyse fonctionnelle. Ce scénario (SEN) suppose que les scellements des puits et des galeries sont efficaces, et a pour objectif d'évaluer dans quelle mesure la formation argileuse du Callovo-Oxfordien pourrait laisser passer dans les aquifères une fraction des éléments contenus dans les déchets. Et d'autre part un scénario altéré, dit de défaut de scellement, qui a pour objectif d'évaluer ce qui pourrait passer par les galeries et les puits.

Ces deux scénarios sont complémentaires, et la zone d'argilites perturbée entourant les excavations y joue un rôle important.

Ces deux scénarios conceptualisés au cours de l'année 2000, feront l'objet d'évaluations quantitatives à la fin de l'année 2000 et au cours de l'année 2001. Alors que les premières évaluations d'impact réalisées pour le DAIE, la sélection des OIC et le choix de concepts préliminaires avaient été réalisées avec le code OASIS, analytique, mono-dimensionnel, ces nouveaux calculs sont réalisés en 2 ou 3 dimensions. L'outil de calcul utilisé est le code PORFLOW, déjà mis en œuvre à l'andra pour l'évaluation de sûreté des centres de surface, ainsi qu'à l'étranger. L'outil pour le calcul de sûreté est destiné à évoluer, notamment dans le cadre du processus de modélisation décrit en 5.2.3.4.

5.2.3.3.2- Sûreté en exploitation

Pendant la phase de construction-exploitation, ainsi que pendant la phase de réversibilité, il faut assurer la sûreté des travailleurs, en particulier la protection radiologique et a fortiori celle du public.

Il s'agit donc d'ici 2001, en partant des Concepts Préliminaires dont la flexibilité en matière de réalisation et d'exploitation favorise la réversibilité:

- d'identifier l'ensemble des opérations à réaliser, dans chaque phase de construction et d'exploitation du stockage ;
- d'analyser les risques possibles, en développant le travail préliminaire qui avait été effectué pour la sélection des options initiales de conception ;
- d'analyser les dispositions de conception importantes pour assurer la sûreté du stockage vis-à-vis des opérateurs et de l'environnement pendant les phases d'exploitation et d'observation.

5.2.3.3- Approche de sûreté internationale

Parallèlement à ce travail, l'ANDRA analyse les approches de sûreté développées par ses homologues étrangers afin de se positionner par rapport à celles-ci.

Une revue internationale des méthodes et des scénarios de sûreté retenus par les étrangers a été réalisée en 2000, ainsi qu'une analyse de l'approche de sûreté adoptée par NIREX. Ces analyses se poursuivront dans les années venir sur la base de documents publiés, en les approfondissant, si nécessaire, par des réunions bilatérales.

5.2.3.4- Le processus de « modélisation » de l'évolution du stockage

Le travail mené à l'Andra depuis les recommandations issues de la CNE ainsi que du Conseil Scientifique de l'Andra a permis d'une part d'explicitier la place de la modélisation et de la simulation dans les activités de l'ANDRA, et d'autre part de proposer un dispositif simple, mais permettant de satisfaire dans les meilleures conditions les diverses exigences liées tant à la sûreté qu'à la synthèse des connaissances .

La modélisation constitue un lieu de capitalisation des acquis scientifiques, qui intègre de manière cohérente l'ensemble des connaissances disponibles. Elle permet les simulations, au service des autres processus décrits dans le PDD :

- elle permet de justifier le dimensionnement des différents composants du stockage, et en retour elle utilise les données de conception,
- elle permet de cadrer et de hiérarchiser les besoins en connaissances, aussi bien pour la conception des expérimentations en laboratoire souterrain que pour celle des mesures dans les laboratoires de surface ; elle utilise en retour les nouvelles données acquises,
- elle permet du point de vue de la sûreté, les représentations aux différentes échelles, et en retour identifie les priorités d'amélioration de connaissances.

Du point de vue de la réversibilité, elle apporte les éléments dimensionnants comme par exemple les temps caractéristiques de la phase thermique, de la resaturation, de la durée de vie des conteneurs, etc...

Ces différentes applications sont liées, ce qui implique, pour en assurer la cohérence, de disposer d'outils numériques compatibles entre eux, mais aussi pertinents avec chacune des applications.

Il ne s'agit pas pour l'ANDRA de disposer d'un outil global de simulation du stockage, mais d'une plate-forme fédérant les différents codes utilisés à l'Andra, et notamment ceux destinés à réaliser et à justifier les calculs de sûreté, dès 2004. De ce fait, la plate-forme intégrera les différents types de représentations nécessaires aux différentes utilisations, aussi bien détaillés en 2/3D que simplifiés. Il s'agit d'une structure d'accueil permettant de gérer en cohérence et dans un référentiel de qualité partagé et accepté l'ensemble des applications, codes et couplages. Les applications sont identifiées à

partir d'un exercice de segmentation du stockage en temps et en espace, précisant les différentes situations caractérisées par une phénoménologie justifiant une modélisation propre (APSS : Analyse phénoménologique des situations de stockage).

5.2.3.4.1- Logique générale du processus

Les travaux de modélisation impliquent :

- L'élaboration des modèles, consistant à rassembler l'information disponible dans une représentation cohérente du système et de son fonctionnement, comprenant :
 - L'élaboration des modèles rendant compte des phénomènes ;
 - Les couplages entre les différents modèles, destinés à rendre compte de phénomènes d'une plus grande complexité ;
 - Les enchaînements, destinés à rendre compte des phénomènes successifs, sur une échelle plus importante.
- L'exploitation des modèles pour mener l'analyse des systèmes :
 - Capacité à les représenter ;
 - Domaines et limites de validité ;
 - Recherche des grands déterminants ;
 - Simulations.

Ces travaux font appel aux compétences des domaines de la physique nécessaires à la description du fonctionnement des systèmes, aux moyens mathématiques pour les représenter et numériques pour les résoudre.

Le système de stockage est complexe à représenter car il rassemble des phénomènes de natures diverses, parfois couplés, dans un environnement naturel non totalement décrit aux différentes échelles. Une représentation couvrant l'ensemble du domaine spatio-temporel serait difficile à envisager et présenterait des difficultés de traitement. Elle ne serait pas non plus justifiée pour la plupart des situations ou pour les représentations à certaines échelles d'espace ou de temps. La stratégie mise en œuvre à l'Andra consiste à tirer profit du non-synchronisme de certains phénomènes et ainsi à envisager des représentations plus simples du système stockage en fonctionnement. L'approche retenue avec l'APSS permet de segmenter le système stockage dans l'espace et dans le temps en situations caractérisées par un nombre limité de phénomènes. Les différentes situations correspondent à une phénoménologie caractéristique justifiant une modélisation particulière. Ce découpage facilite l'intégration des résultats des expérimentations, la justification des calculs de sûreté et les analyses de sensibilité. Selon les objectifs visés par une modélisation particulière, on peut être ensuite amené à « dégrader » certaines situations pour en donner une représentation simplifiée, facile à analyser, mais suffisante à l'échelle considérée. C'est généralement la méthode mise en œuvre pour les calculs de sûreté. L'originalité de l'approche ici réside dans le fait que les hypothèses pour le calcul de sûreté résultent explicitement de l'analyse phénoménologique.

Le processus de modélisation dispose des données de l'APSS en entrée. Il est décrit sur le schéma de la figure 5.2-VI.

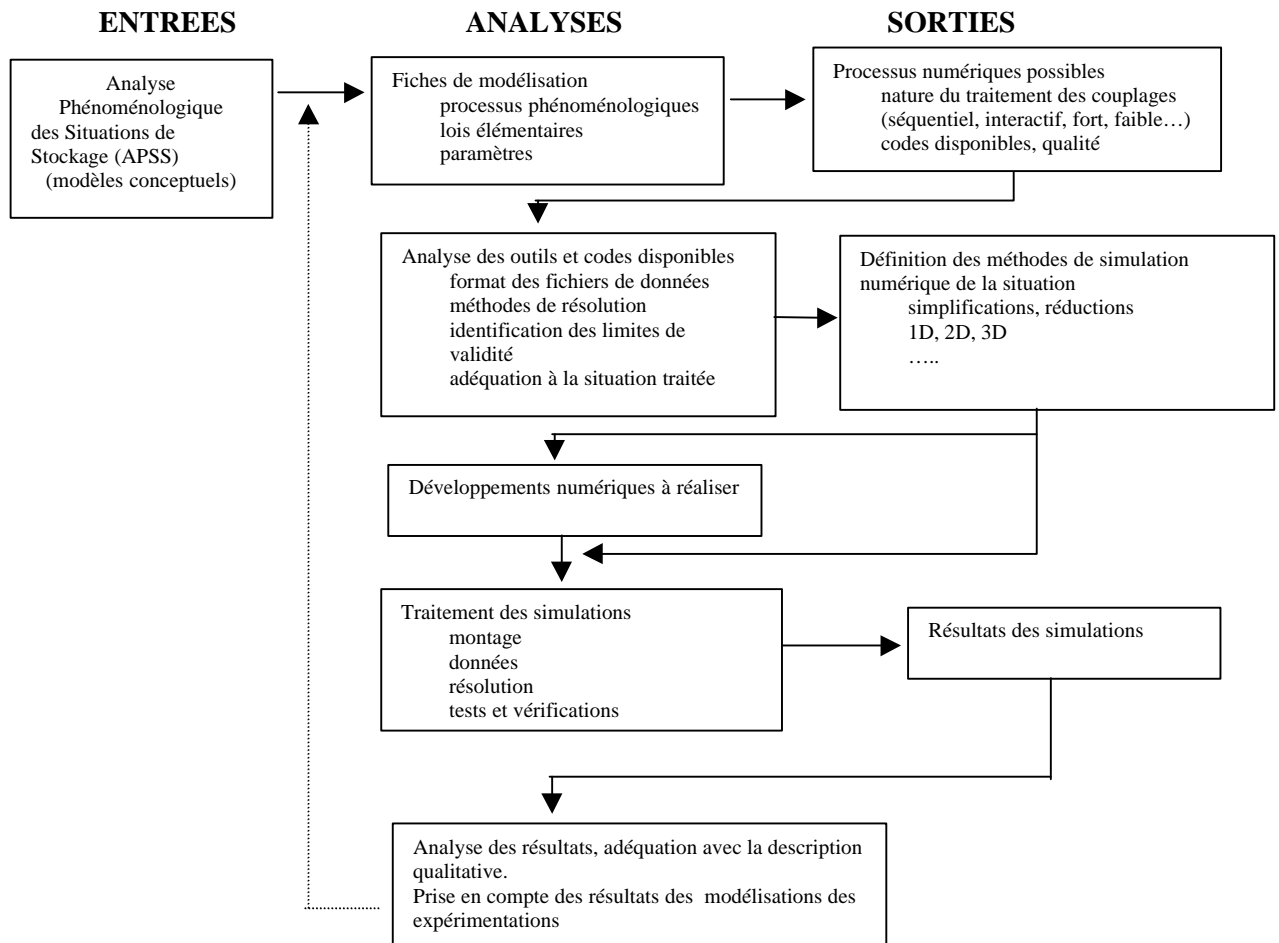


Figure 5.2-VI : processus de modélisation

Dans le schéma présenté, on distingue les développements nécessaires aux représentations des transferts de radionucléides depuis le stockage jusqu'à l'homme, de ceux qui contribuent à définir les éléments de contexte. Les premiers sont exploitables pour la réalisation des calculs d'impacts, soit directement, soit après changements d'échelles, et comprennent essentiellement l'hydrogéologie et la géochimie. Les seconds ont prioritairement vocation à justifier certaines hypothèses prises en compte pour les calculs d'impact, et notamment dans les domaines de la géologie, la thermique, la mécanique ou la chimie des matériaux. Les seconds recouvrent aussi, pour les temps relativement courts, les éléments nécessaires à l'évaluation des conditions de la réversibilité.

Les travaux de modélisation nécessitent un développement au sein d'un environnement assurant la cohérence de l'ensemble et facilitant les différents types de couplages, les analyses de diverses natures, les représentations souhaitées. Tout ceci est assuré en mettant en place :

1. Un environnement logiciel offrant les fonctionnalités recherchées, accessible à tous les développeurs et utilisateurs de la plate-forme ;
2. Un environnement qualité destiné à assurer la qualité des codes pris en compte au sein de la plate-forme ;
3. Des liens parfaitement définis avec les bases de données nécessaires aux modélisations.

Ces trois points font l'objet de l'ébauche initiale de la plate-forme, prévue pour fin 2001, comprenant :

- l'ensemble des spécifications de la plate-forme, celles relatives à l'environnement ainsi que les exigences concernant les codes qui la composent ;
- ses fonctionnalités, à savoir les types d'évaluations ou d'analyses recherchées, les modalités de représentation des résultats, et d'une manière générale les commodités en termes d'interface homme-machine ;
- la nature des codes qui la composeront ;
- la nature des différents couplages à réaliser, sur la base des résultats de l'APSS ;
- les dispositions d'organisation et de maîtrise de la qualité, comprenant les différentes procédures, les dossiers justificatifs, les dossiers de qualification et de validation des codes et des couplages, la trace des évolutions successives de la plate-forme, des hypothèses de modélisation, des données, des résultats.

5.2.3.4.2- Plan de travail de la simulation numérique

Le plan de travail est calé sur le déroulement du programme général du projet HAVL. D'ici fin 2001, l'objectif est de produire, à partir de premières réalisations concrètes :

- une définition de l'environnement logiciel accueillant les différents codes de la plate-forme ;
- les premiers modules et codes ayant fait l'objet d'une analyse et des adaptations pour pouvoir être intégrés à l'environnement.

Ensuite, les principaux développements devront être disponibles pour le dossier de fin 2005. Sur ces bases, le programme est le suivant :

- 2000 : préparation d'une plate-forme en version 0 sur la base de 2 cas tests ; ces cas tests consistent à :
 - définir, en partant de l'APSS, les situations à simuler : il s'agit de,
 - décrire les situations ;
 - décrire les phénomènes qui se déroulent ;
 - formuler les processus (expression mathématique) correspondants ;
 - sélectionner les codes adaptés à la résolution des problèmes posés ;
 - sélectionner un environnement permettant de réaliser les couplages, en faisant communiquer les codes par échanges d'informations ;
 - mettre les codes sélectionnés au format requis pour les échanges d'informations (cette opération suppose dans certains cas un minimum de réécriture logiciel) ;
 - intégrer les codes à l'environnement logiciel ;
 - réaliser les simulations pour les 2 cas, et mener l'ensemble des tests permettant de préciser les possibilités, les limites, et les besoins ultérieurs en développement.
- 2001 : en tirant les enseignements de la version 0 de la plate-forme, il s'agit de préparer la version 1, construite à partir des situations à simuler:
 - à partir des expériences et enseignements des 2 cas réalisés en 2000, notamment pour les aspects d'environnement logiciel et les protocoles d'échanges de données pour la réalisation des couplages ;
 - en poursuivant le travail sur les situations à modéliser ;
 - en sélectionnant, à partir des situations retenues dans le cadre de l'APSS, les codes devant faire l'objet en priorité d'une intégration à la plate-forme ;
 - en procédant à l'analyse des codes à intégrer, en préparant les interfaces permettant les échanges de données, en réalisant les tests nécessaires à la démonstration de la validité des couplages ;

- en poursuivant la définition des fonctionnalités de la plate-forme adaptées aux applications de l'Andra ;
- en réalisant les exercices particuliers destinés à préciser les spécifications de la plate-forme, comprenant :
 - les besoins de codes destinés à être intégrés ;
 - les besoins pour l'environnement logiciel ;
 - les exigences de qualité pour les codes et pour l'environnement ;
 - l'organisation de la plate-forme par rapport aux bases de données.

Jusqu'à fin 2002, l'environnement logiciel utilisé par l'Andra pour les intégrations et les couplages est ISAS. Ensuite, l'Andra pour s'insère en tant qu'utilisateur et spécificateur au sein du programme SALOME, qui réunit Matra Datavision et le CEA, EDF, Matra, BV... Ce programme est retenu dans le cadre RNTL (Réseau National des Technologies Logicielles), soutenu par le Ministère de la Recherche.

- 2002 à 2003, évolutions de la plate-forme, dans ses versions successives ; les codes nécessaires à la réalisation d'un premier calcul de sûreté auront été sélectionnés, mis à niveau et intégrés dans la plate-forme. Les fonctionnalités propres à la plate-forme continuent à être mises au point et enrichies autour de l'environnement SALOME. La plate-forme comprend à ce stade :
 - les codes qualifiés, et validés dans un domaine d'application parfaitement maîtrisé ;
 - l'environnement SALOME, avec des développements et des applications adaptés aux besoins des métiers de l'Andra ;
 - les applications propres aux projets de stockage en formations géologiques profondes, et notamment celles permettant la réalisation des calculs d'impact.
- 2004 à 2005, poursuite des évolutions et développements de la plate-forme autour de SALOME, rassemblant et faisant communiquer prioritairement les différents codes nécessaires à la description des situations à prendre en compte pour les études de réversibilité et à la surveillance du stockage.

5.2.3.5- Réversibilité

En 2000, l'Andra a précisé la définition de la réversibilité qu'elle se propose de retenir. Ceci a permis d'ajuster le programme d'études en cours sur la conception de stockages réversibles.

- Définition de la réversibilité

La réversibilité répond à *des motivations diverses* : en cas d'erreur, ou d'événement imprévu, il faut pouvoir intervenir ; du fait d'un potentiel manque de confiance, il faut aussi pouvoir avancer par étapes pour que chaque génération puisse orienter le processus.

Cela conduit à retenir *une définition large de la réversibilité*, qui ne se limite plus simplement à prouver que l'on peut techniquement retirer un colis, mais à vouloir garder la possibilité de modifier le processus à chaque étape de la vie du stockage.

Dans ce contexte, la définition que l'ANDRA retient pour ses études de la faisabilité d'un stockage réversible est la suivante :

- un stockage réversible est un stockage qui donne des possibilités de choix à tout moment, aussi bien qu'un entreposage, en matière de gestion des déchets,
- un stockage réversible doit être robuste dans la durée, vis-à-vis des objectifs fondamentaux de protection des personnes et de l'environnement (il peut être fermé si le choix en est fait).

- Durée de la réversibilité d'un stockage

Une question se pose *a priori* de savoir s'il est nécessaire de retenir une limite dans le temps à la réversibilité.

Définir l'extension de la réversibilité dans le temps présente plusieurs difficultés :

- Fixer des durées dépassant plusieurs siècles, disons 300 ans, peut-il réellement contribuer à donner un sens commun à la réversibilité ? Les données historiques ou préhistoriques fournissent des références multiples en termes de durée et d'évolution de la société. Mais peuvent-elles apporter des éléments d'éclairage pour fixer des durées pertinentes vis-à-vis de l'évolution de civilisations générations futures, proches ou plus lointaines. Est-il possible que la connaissance du passé puisse servir de référence pour borner des durées dans le futur vis-à-vis de situations nouvelles ?
- Techniquement, la recherche d'une borne dans le temps de la réversibilité n'est sans doute pas plus simple. Elle se résout apparemment en faisant référence aux temps caractéristiques de comportement des équipements et des ouvrages d'un stockage. L'effort à faire pour retirer les colis d'un stockage est alors un critère technique de la réversibilité d'un stockage. Ceci ne fixe pas réellement de borne à la durée de la réversibilité puisque la reprise des colis ou la récupération des produits radioactifs qu'ils contiennent peuvent devenir difficiles, mais techniquement "toujours" faisables. Les conditions économiques, sociales et environnementales détermineront le choix de reprise des colis.

Ainsi, borner *a priori* la durée de réversibilité soulève des difficultés. Ceci reviendrait à fixer une limite arbitraire sans réelle connaissance de ce qu'elle signifie.

Une solution est alors de raisonner en *niveaux de réversibilité* : il s'agit de se mettre en situation d'agir sur le déroulement du stockage en conservant des possibilités de choix au cours du temps. Le passage d'une phase du stockage à la suivante n'est plus un choix apparaissant définitif –« la page qu'on tourne »-. C'est un choix en connaissance de cause, c'est-à-dire en connaissance des modifications des paramètres scientifiques, techniques, économiques, sociaux et environnementaux que le passage à une phase nouvelle du stockage introduit. Le dernier niveau de réversibilité pourrait être la fermeture finale du stockage.

La réversibilité implique alors à la fois de bien comprendre scientifiquement et techniquement l'évolution d'un stockage et de décrire les moyens d'action dont on dispose ou dont il faudra disposer pour conserver des 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.

Ainsi, à ce stade, l'ANDRA retient de ne pas borner l'analyse de la réversibilité dans le temps. Elle se propose de raisonner en **niveaux de réversibilité**, définis en fonction des phénomènes survenant au cours de la vie du stockage, de sa réalisation et de son exploitation.

➤ Programme de surveillance et de modélisation

Définir un programme de surveillance exige, en premier lieu, de décrire les différents états du stockage susceptibles d'être rencontrés lors de sa réalisation et de son exploitation. Pour modéliser ces différents états du stockage, l'ANDRA réalise préalablement aux simulations numériques, une analyse phénoménologique des différentes situations dans lesquelles peuvent se trouver les composants d'un stockage et son environnement. Celle-ci a pour objectif d'identifier les phénomènes intervenant durant la vie du stockage et d'établir les modèles conceptuels spécifiques

à chaque situation (sur chaque composant, pour une période de temps donnée). Ceci permet d'évaluer en quoi les choix de conception faits, en termes d'architecture, de dimensionnement ou de phasage de réalisation du stockage, déterminent, spécifiquement à chaque situation, la phénoménologie et l'évolution du stockage.

Par exemple, pour les déchets C dégageant de la chaleur, les températures à l'entrée d'une alvéole de stockage et dans l'alvéole varient sensiblement en fonction des dispositions conceptuelles retenues. La façon dont la ventilation des galeries draine la chaleur de l'alvéole dépend de sa puissance, du mode de transfert de la chaleur à l'intérieur de l'alvéole (peut-il y avoir des phénomènes convectifs ?) et probablement de la définition du bouchon d'exploitation à l'entrée de l'alvéole. L'accès au colis, la gestion de la ventilation, la décision de sceller l'alvéole, dépendent de ces facteurs et définissent différents *niveaux de réversibilité*, par rapport aux conditions thermiques. Au-delà d'une certaine gamme de température, il sera plus difficile d'intervenir sur le stockage : le niveau de réversibilité sera donc moindre.

Concevoir un système de surveillance à l'échéance 2005 signifie ainsi :

- compte tenu de la compréhension de l'évolution du stockage et de sa modélisation, avoir défini ce que l'on veut surveiller (composant, phénomène) pour les différents états dans lesquels peut se trouver un stockage, c'est-à-dire pour des niveaux de réversibilité distincts,
- avoir intégré dans la conception du stockage des moyens de surveillance, de façon compatible avec les objectifs de sûreté,
- avoir identifié les technologies existantes de surveillance et les voies raisonnables de développement que l'on peut escompter, notamment en terme de durabilité (par exemple dans le domaine des fibres optiques),
- avoir spécifié les études et développements à faire.

Soit schématiquement :

DONNEES D'ENTREE	ANALYSE	PRODUITS
<ul style="list-style-type: none"> Concepts de stockage. Analyse Phénoménologique des Situations de Stockage Modélisations numériques des phénomènes et de leurs couplages 	<ul style="list-style-type: none"> Identification des niveaux de réversibilité. Quels composants du stockage et de son environnement surveiller ? Quels phénomènes suivre ? (thermique, hydraulique, mécanique, chimique, couplages ouvrages -milieu géologique) 	<ul style="list-style-type: none"> Faisabilité et objectifs d'un programme de surveillance.
<ul style="list-style-type: none"> Inventaire des technologies de surveillance (capteurs, réseaux, traitement et stockage des données, ...)et des voies raisonnables de développement 	<ul style="list-style-type: none"> Quels paramètres mesurer ? Quelles données recueillir ? Pertinence entre les technologies disponibles et les objectifs ? Conséquences sur la conception du stockage notamment vis-à-vis des objectifs de sûreté. 	<ul style="list-style-type: none"> Concepts d'un système de surveillance. Spécifications d'études et de développement. Modification de conception.

En terme de planning, et dans le cas du site de Meuse /Haute-Marne un premier travail d'analyse et de modélisation sera effectué à l'échéance de 2001 avec pour objectif d'établir un premier bilan sur la faisabilité et les objectifs d'un programme de surveillance.

Pour 2005, il s'agit de définir plus complètement les paramètres à mesurer, les données à recueillir et la façon de mettre en œuvre la surveillance : surveillance des composants du stockage eux-mêmes, surveillance de zones pilotes ou de zones tests à l'exemple de ce qui est prévu en Suisse, ou combinaison de ces différentes possibilités ?

Les conséquences sur la conception du stockage seront intégrées dans les concepts de stockage qui seront présentés dans le dossier 2005.

Dans le cas du granite, la même démarche sera appliquée après une première sélection de concepts à fin 2001.

➤ Etudes de conception d'un stockage réversible

Les concepts de stockage aujourd'hui étudiés par l'ANDRA répondent à l'exigence de réversibilité du fait des principaux facteurs suivants :

- Du point de vue architectural, les différents types de déchets, notamment ceux qui dégagent de la chaleur ou pas, sont prévus être stockés dans des zones distinctes, ce qui simplifie la phénoménologie et sa modélisation. Les différentes zones de stockages peuvent être ainsi gérées distinctement dans le processus de réalisation et d'exploitation du stockage.
- Dans la conception des alvéoles de stockage, les concepts préliminaires prévoient plusieurs options pour chaque type de déchets. Ces choix sont faits compte tenu des incertitudes existant avant expérimentations en laboratoire souterrain.

- Dans le phasage de réalisation et d'exploitation d'un stockage, l'hypothèse d'étude retenue est la réalisation d'un stockage sur une centaine d'années. Cette hypothèse n'exclut pas d'autres possibilités ; par exemple les concepts préliminaires ne nécessitent pas de sceller les alvéoles de stockage immédiatement après leur remplissage. Ce qui donne de la flexibilité aux décisions de fermeture éventuelle.
- Des critères de température aujourd'hui retenus dans la conception des alvéoles de stockage des déchets dégageant de la chaleur fixent un maximum de 100 à 150°C au contact colis/barrières ouvragées. Les limites de température facilitent la compréhension de la phénoménologie et sa compréhension, tout autant que l'accès aux alvéoles de stockage et aux colis.
- Le colisage des colis est également prévu dans les concepts étudiés pour faciliter leur manutention, notamment vis-à-vis de la protection contre la radioactivité. Ce sont les surconteneurs des déchets C, les conteneurs des combustibles usés, ou le colisage par paniers des déchets B.

Ainsi, concevoir un stockage réversible, c'est analyser comment différents facteurs et différents processus d'évolution de la vie du stockage peuvent influencer les décisions de gestion de celui-ci: par exemple laisser ouvertes les alvéoles de stockage après leur remplissage nécessite une maintenance qu'elles peuvent ne pas requérir si elles sont scellées ; au contraire, laisser ouvertes les alvéoles facilite leur accès direct. Etudier et concevoir un stockage réversible consiste ainsi à définir les efforts de maintenance ou de surveillance qui accompagnent l'un ou l'autre de ces choix.

5.2.3.6- Granite

Après la remise de son rapport par la Mission collégiale de concertation granite et les décisions du gouvernement du 27 juillet, l'ANDRA a élaboré un plan d'action sur le granite afin de pouvoir disposer en 2006 d'éléments susceptibles d'apporter des éléments de faisabilité de stockage en site granitique.

Dans ce cadre, et afin de pallier l'absence de laboratoire souterrain français, les expérimentations sur le granite sont poursuivies dans des laboratoires étrangers, en Suède, en Suisse et au Canada.

5.2.3.6.1- Plan d'actions granite

➤ Objectifs

Un dossier 2006 sur les possibilités de stockage dans le granite nécessite de:

- constituer un corpus de connaissances de base relatif aux sites granitiques français et à la caractérisation des milieux fracturés, ceci pour justifier la conception d'un stockage et son analyse de sûreté,
- développer des concepts et architectures de stockage adaptés à différents contextes granitiques tels qu'ils peuvent être rencontrés en France.

Pour cela, il s'agit de :

- se préparer à effectuer d'ici 2006 une reconnaissance de *surface* sur le site d'un éventuel laboratoire granitique,
- tirer parti des laboratoires souterrains étrangers pour mener un programme expérimental répondant à l'objectif de faisabilité de 2006,
- s'appuyer sur les études menées pour le site argileux de Meuse/Haute-Marne pour ce qui est commun, en terme de conception de stockage et d'analyse de sûreté : inventaire des déchets, études sur les matériaux, démarche d'analyse de sûreté...

➤ Programme d'action

Pour élaborer ce programme, l'hypothèse est faite d'un choix de site autorisant des travaux de reconnaissance de surface à partir de 2003. Ainsi, les études prévoient :

- *Des études scientifiques sur la fracturation des granites (2000-2003, puis 2003) :* il s'agit d'abord de comprendre l'origine et l'évolution de l'organisation spatiale de la fracturation, de mesurer et de modéliser l'hydrodynamique d'un réseau de fractures, de caractériser l'impact d'une perturbation thermique, mécanique ou thermomécanique sur les propriétés d'un réseau de fractures, de spécifier le confinement géochimique apporté par un massif granitique. Ces questionnements scientifiques doivent permettre d'apporter les éléments scientifique requis pour l'étude de la faisabilité d'un stockage en fonction de la distribution de la fracturation (ceci pour des concepts divers) et pour celle de la conception des éléments de stockage (alvéoles, colis) adaptés à cette fracturation. Ils s'accompagnent du développement des méthodes et moyens de *modélisation numérique* spécifique aux milieux fracturés. Après désignation d'un site, il s'agira de travailler sur le référentiel géologique du site retenu, et d'apporter l'appui scientifique nécessaire à l'accompagnement des travaux de reconnaissance, des études de concept et de leur analyse de sûreté.
- *L'établissement d'une typologie des massifs granitiques français et la sélection de premiers concepts de stockage (2000-2001) :* il s'agit d'établir une typologie de sites granitiques français (organisation de la fracturation, hydrogéologie, propriétés de rétention,...), afin de définir des « modèles types », sur la base desquels seront étudiés une gamme de concepts de stockage. Cette tâche doit permettre de dresser un inventaire de concepts à étudier (gammes de solutions) adaptés à la réalité géologique française. Il s'agit aussi de réduire les incertitudes en maîtrisant mieux l'importance des caractéristiques de divers site granitiques en fonction des concepts. Le travail d'inventaire effectué en 1999 sert de base à cette typologie.
- *La préparation et la mise en œuvre d'un programme de reconnaissance depuis la surface (2000-2002, puis 2003) :* cette tâche comprend les études scientifiques nécessaires à l'établissement et à la conception d'un programme de reconnaissance, la veille et la participation à des opérations à l'étranger puis la réalisation d'une campagne de reconnaissance à partir de 2003.
- *Des études de concepts, de leur réversibilité, de leur sûreté :* les incertitudes actuelles qui ne pourront être toutes levées en 2006, même après une première reconnaissance depuis la surface, concernant les spécificités d'un site granitique conduisent à ne pas limiter les études à un seul type de concept. Une gamme de différents concepts va donc être étudiée parallèlement. Les références initiales sont les concepts étudiés pour le site de la Vienne d'une part et les concepts étudiés à l'étranger et ,en particulier en Suède où ils font l'objet d'un état d'élaboration avancé. Entre un concept allouant au milieu granitique des propriétés de confinement (concept « Vienne ») et un autre requérant simplement un environnement hydrogéochimique stable (concept SKB), les travaux (spécifiques au milieu granitique) viseront en particulier à étudier l'architecture du stockage et la géométrie de ses composants, la gestion des venues d'eau, la reconnaissance de la fracturation préalablement et à l'avancement d'un stockage, la prise en compte de la charge thermique des déchets émettant de la chaleur, le type et le dimensionnement des barrières ouvragées et des scellements. Les concepts étudiés feront l'objet d'analyse de sûreté selon une démarche comparable à celle retenue pour le site Meuse/Haute-Marne, en reprenant les connaissances disponibles et les adaptant au contexte des granites en France.

- *Des expérimentations en laboratoires souterrains étrangers* : afin de pallier l'absence de laboratoire souterrain français à moyen terme, il est prévu de travailler dans les laboratoires étrangers prolongeant le travail de collaboration déjà entrepris.

5.2.3.6.2- Expérimentations à l'étranger

En 2001, il est prévu la poursuite de la participation de l'ANDRA dans les expérimentations engagées en partenariat en Suède, en Suisse et au Canada et la définition d'expérimentations répondant de façon complémentaire aux spécificités des concepts de stockage étudiés.

Les expérimentations menées en partenariat à l'étranger répondent à trois questionnements essentiels posés dans l'étude des possibilités de stockage en milieu granitique :

- L'étude de la fracturation des granites, de sa détection, des écoulements d'eau associés et des conséquences sur le transfert de radionucléides vers des exutoires et la biosphère, éléments qui conditionnent notamment l'architecture d'un stockage et la démonstration de sa sûreté,
- l'étude des réponses d'un granite aux sollicitations mécaniques, thermiques ou chimiques liées à la réalisation d'un stockage, ce qui détermine en particulier la conception des alvéoles de stockage et leur dimensionnement prenant en compte les exigences de réversibilité,
- l'étude de barrières ouvragées et de scellements qui ont pour fonction de limiter les écoulements d'eau dans un stockage pendant son exploitation d'une part, et à plus long terme, d'autre part.

En Suède, dans le laboratoire souterrain d'Aspö, la caractérisation de la fracturation d'un granite fait l'objet du projet « True¹ Block Scale ». Ce projet a pour objectif la caractérisation d'un « bloc de granite » d'une arête d'environ 100 mètres. Il s'inscrit dans une démarche d'une caractérisation progressive des différentes dimensions de fracturation d'un granite : une expérience « TRUE-1 » antérieure caractérisait de 1994 à 1998 une fracture individuelle, le suivi des perturbations hydrogéologiques et hydrogéochimiques associées au creusement de la descendrière d'Aspö a permis d'accéder à l'analyse de la fracturation d'un granite à l'échelle de plusieurs centaines de mètres. L'échelle analysée dans l'expérience « True Block Scale » est intermédiaire et concerne particulièrement l'étude du « champ proche » d'un stockage.

Des exercices internationaux de modélisation accompagnent ces expérimentations auxquelles l'ANDRA participe activement. Concernant les études des réponses d'un granite aux sollicitations mécaniques et thermiques associées à un stockage et celles de barrière ouvragées et de scellement, les Suédois développent dans le cadre d'un projet « Prototype repository » des expériences permettant d'analyser le comportement *in situ* et à l'échelle 1 de composants d'un stockage : alvéoles, barrières ouvragées argileuses, remblais. L'ANDRA augmentera à partir de 2002 sa participation dans ce programme, incluant d'éventuels compléments spécifiquement aux concepts étudiés.

En Suisse, dans le laboratoire souterrain du Grimsel, l'ANDRA participe à trois expériences. Une première expérience (« HPF : Hyperalkaline Plume ») teste les réponses d'un granite, du point de vue chimique, à la mise en place éventuelle de bétons dans un stockage. Une deuxième expérience (« GAM : Gas Migration in a shear zone ») concerne les modes de transfert de gaz produits dans un stockage dans les fractures d'un granite. Une troisième expérience (« CRR : Colloid & Radionucléid Retardation ») a pour objectif d'évaluer le rôle des colloïdes dans le transfert de radionucléides. Ces expériences seront poursuivies en 2001 et 2002, leur suite sera examinée en 2001, en liaison avec les concepts étudiés par l'ANDRA.

Concernant les études de barrières ouvragées et de scellement, l'ANDRA est partenaire dans l'expérience lourde « FEBEX » pilotée par l'ENRESA espagnole. Cette expérience, à l'échelle 1, teste le comportement d'une galerie de stockage avec barrière ouvragée argileuse en bentonite ainsi soumise à des phénomènes thermiques et hydrauliques équivalents à ceux intervenant dans un stockage de combustibles usés. Elle constitue un élément de validation des modélisations du

¹ TRUE, acronyme pour « Tracer Retention Understanding Experiment »

comportement d'une barrière ouvragée argileuse, composant d'un stockage en milieu granitique. Cette expérience se poursuit en 2001 et 2002 ; son démantèlement et les exercices d'intercomparaison de modélisations se poursuivront au delà.

Au Canada, dans le laboratoire de Pinawa, l'ANDRA participe dès son début (1996) à un essai de scellement (« TSX : Tunnel Sealing experiment ») testant le comportement de deux matériaux possibles de scellement : béton et bentonite. L'expérience est lourde et permet de suivre la réponse des scellements à des mises en charge hydraulique effectuée par paliers.

Cette première partie hydraulique de l'expérience sera poursuivie en 2001 et 2002. Un test thermique du scellement sera réalisé à partir de 2002.

5.2.4- La politique scientifique

L'Andra joue un rôle d'agence de programme, il est donc important qu'elle précise sa stratégie scientifique générale vis-à-vis des compétences à mobiliser. Il s'agit en particulier de :

- proposer des concepts de stockage, sur la base des connaissances disponibles ;
- analyser et évaluer la sûreté des concepts proposés, leur robustesse vis-à-vis d'un ensemble de sollicitations, soit naturelles, soit humaines, ainsi que leurs caractéristiques et possibilités par rapport à des enjeux particuliers tels que ceux liés à la réversibilité ;
- enrichir les connaissances disponibles à un niveau permettant d'améliorer les concepts et leurs performances, aussi bien du point de vue de la sûreté que de celui du coût, afin d'aboutir à des propositions recevables par les différents prescripteurs et décideurs.

Les analyses et évaluations portant sur les performances des concepts de stockage proposés, sont destinées à identifier et hiérarchiser les connaissances à enrichir, ainsi que les incertitudes qu'il est nécessaire de réduire pour proposer des projets recevables. L'amélioration des connaissances se fait avec l'appui de la recherche.

L'essentiel des programmes scientifiques est orienté pour répondre aux besoins du projet de stockage des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue (HAVL). En particulier, les études des interactions de nature thermique, hydraulique, mécanique, chimique, ainsi que les différents couplages entre les différents matériaux, géologique, de structure ou colis constituent un aspect important des programmes scientifiques.

5.2.4.1- Politique scientifique et moyens mobilisés par l'Andra

Par rapport au développement du concept de stockage, et dans le cadre des échéances fixées par la loi, qui se déclinent dans le plan de développement, l'Andra :

- définit pour chaque étape, ses objectifs, thèmes d'intérêt et priorités ;
- l'Andra mobilise la communauté scientifique autour des questions soulevées par le concept et la sûreté du stockage;
- développe des partenariats pour répondre aux questions plus fondamentales, en support à ses études. Ils couvrent généralement des problématiques intéressant les deux partenaires. Par exemple, le partenariat avec l'école des Mines permet de traiter des aspects géoprospectifs ; l'Andra en étudie ensuite les conséquences sur les performances du stockage ;

- élabore les cahiers des charges des études et procède à des consultations ;
- capitalise les résultats, acquis et les intègre à l'ensemble de la connaissance, à travers les modélisations, pour permettre à nouveau les analyses et évaluations.

Les moyens mobilisés pour les recherches dépendent du niveau de connaissance disponible par rapport au niveau requis pour les analyses de sûreté, performance, robustesse, réversibilité du stockage.

Pour réaliser les différents travaux de recherche, l'Andra a recours à l'aide extérieure, aux compétences adaptées des partenaires ou des prestataires.

5.2.4.2- Les partenaires et sous-traitants de l'Andra

Aujourd'hui, le panorama des partenariats et sous-traitance de l'Andra, par grandes disciplines est le suivant. Le tableau proposé a été établi pour identifier à l'intérieur de chacun des grands domaines du projet de stockage, les principaux partenaires sur chacune des disciplines scientifiques.

	Colis	Barrière ouvragée	Scellement	Milieu géologique	Biosphère	Sûreté
Géologie				ANTEA, BRGM, Ecole des Mines	(INRA)	Ecole des Mines (géoprospective)
Hydraulique et hydrogéologie		Eurogéomat, CERMES, CEA		ANTEA CEA (modélisation)		ANTEA
Chimie/géochimie	CEA RN: CEA, FzK, IN2P3 Corrosion: CEA, Univ., Framatome	Béton: CEA, école des Ponts, CEBTP, INSA Argiles: CREGU, CGS, CEA	En cours de définition	ANTEA, CREGU, Universités (Poitiers) CEA (rétention)	INRA	CEA, Université (Kd)
Mécanique		Eurogéomat, CERMES, CEA	CEA (pellets)	G3S, LMS, LAEGO, Université (Lille)		
Modélisation	CEA Support CEA	UPC, Eurogeomat, CEA	BRGM/ANTEA, Eurogeomat, UPC	ANTEA, universités, CNRS CEA pour méthodes de modélisations en milieu fracturé	Andra	Andra
Essais site	Non prévu	Non prévu	CEA (Reseal, BOS)			

Sur les colis, on trouve principalement le CEA, avec des compléments de la part des spécialistes allemands et de l'IN2P3 pour la chimie des radionucléides, et de laboratoires universitaires ou de Framatome pour la corrosion.

Pour les barrières ouvragées, les réflexions se sont organisées autour de groupements de laboratoires, réunissant les spécialistes des différentes disciplines, auxquels on demande de définir les besoins et niveaux de connaissances à viser à chacune des étapes du projet. Les groupements de laboratoires actuellement en place, et livrant une contribution régulière au programme de l'Andra sont :

- Groupement corrosion : CEA, EDF, CNRS, Framatome ;
- Groupement argile : CGS, CREGU, INPL, Univ. Poitiers, CEA, Eurogeomat ;
- Groupement béton : CEA, école des Ponts, CNRS (LERM), INSA, CERIB, CEBTP ;
- Groupement radionucléides : CEA, IN2P3, GRECI, Subatech, Univ. Grenoble, FzK, BMG ;
- Etudes THM/gaz : UPC, CEA, Eurogeomat, G3S, CERMES.

En ce qui concerne les scellements, les études en cours avec ANTEA sont destinées à évaluer le rôle, la performance requise et les positionnements d'ouvrages. Ces évaluations permettront ensuite de définir les programmes précis sur les matériaux et les structures.

Pour le milieu géologique, l'acteur principal auprès de l'Andra est le BRGM/ANTEA, ainsi qu'un certain nombre de laboratoires CNRS et universitaires, dont certains sont regroupés au sein du Groupement de Recherche FORPRO. Les études de géomécanique sont principalement confiées aux laboratoires du G3S, du LMS et du LAEGO.

L'INRA est le principal sous-traitant des études portant sur la biosphère.

Les études concernant la sûreté sont largement réalisées par les équipes de l'Andra, avec des apports particuliers pour diverses disciplines :

- Les aspects liés à la robustesse face aux sollicitations naturelles sont étudiés en liaison avec l'école des Mines ;
- ANTEA fournit les données d'hydrogéologie, retraitées par rapport aux analyses et aux objectifs de la sûreté ;
- Le CEA contribue largement à la production de valeurs de Kd, à partir de mesures réalisées au sein de ses laboratoires.

Les études sont confiées aux organismes extérieurs suivant deux modalités principales :

- La prestation, correspondant à la conclusion d'un marché, généralement attribué après appel d'offres, à un organisme qui reçoit mission de répondre au cahier des charges, pour un montant et dans des délais fixés ;
- Les accords de partenariat conclus par l'Agence avec des organismes tiers, destinés à permettre des études à frais partagés, sur des sujets d'intérêt commun. Ils couvrent généralement des recherches à caractère plus prospectifs que les premiers, impliquant néanmoins le respect des exigences coûts et délais. Les accords de partenariat mis en place sont les suivants :
 - CEA
 - BRGM, avec extension de l'accord à l'IFP (discussions en cours)
 - EdF, Division Recherche Développement
 - Ecole des Mines de Paris
 - CNRS, à travers 2 Groupements de Recherche :
 - FORPRO (Andra, CNRS)
 - PRACTIS (Andra, CEA, CNRS, EdF)

5.2.4.3- Publications

Durant l'exercice 2000, l'Andra a entrepris une réflexion sur sa politique de communication scientifique destinée à valoriser au mieux ses actions. Le programme des publications comprendra, outre les documents habituels de bilan des études et travaux ou d'actes de journées scientifiques, l'édition d'un ensemble de monographies scientifiques, de publications sur les méthodes et démarches.

Les publications à caractère académique, dans les revues reconnues, sont pour l'essentiel réalisées en collaboration avec les partenaires de l'Agence. A signaler également les publications associées à des manifestations (congrès, workshops, séminaires), qui portent souvent plus sur des aspects de méthodologie ou de stratégie. Les principales publications pour 2000 sont listées :

Principales publications de l'axe 2 en 2000

- *Natural and laboratory oxidation of low organic carbon content sediments : comparison of chemical changes in hydrocarbons ; M.Elle, P.Faure, R.Michels, P.Landais, et L.Griffault ; Energy and Fuel, Vol.14, n°4, 854-861*
- *Méthodologie d'étude du transfert de solutés dans une formation argileuse : application et résultats pour la couche silteuse de Marcoule ; E.Tevissen, X.Vitard, B.Harmand ; Accepté à la Revue Hydrogéologie*
- *The phenomenological analysis of geological repositories : a key step on the way to safety assessment ; B.Mouroux ; DISTEC 2000, proceedings, 389-393*
- *A concept for earthquake resistant design of underground structures : stress response spectrum ; A.Kurose ; North American Mechanics Society 2000*
- *First in-situ experiment in French underground laboratory : vertical mine-by test in the main shaft ; O.Ozanam, K.Su, N.Hoteit ; WM'00 Conference 2000 ; Tucson*
- *Experimental study of damage in granite ; K.Su ; Géotechnique ; Vol. L, number 3, June 2000 ; 235-242*
- *Multidisciplinary approach to sedimentary dynamics of Malm deposits on Paris Basin eastern edge : facies, geochemical and sequential analysis ; B.Vincent, L.Emmanuel, J.P.Loreau ; IAS, Dublin ; sous presse*
- *Identification and characterisation of bentonites in the middle/upper Jurassic clay deposits in France ; P.Pellenard, J.F.Deconinck, D.Marchand, J.L.Schneider, J.Thierry, G.Vigneron ; Latin American Clay Conference ; vol.II, extended abstracts ; 113-116*
- *Identification and characterisation of bentonites in the middle/upper Jurassic clay deposits in France ; P.Pellenard, J.F.Deconinck, D.Marchand, J.L.Schneider, J.Thierry, G.Vigneron ; Clays in volcanic environments ; sous presse*
- *Chronologie U :Th fine d'une séquence stalagmitique et anomalies dans le développement de spéléothèmes : interprétations paléoclimatiques. Apports des datations ¹⁴C et excès de radium ; E. Pons-Branchu, B. Hamelin, D. Delaplanche, D. Genty, M. Codomines, J. Brulhet ; Riviera 2000 ; sous presse*
- *Utilisation d'outils stratigraphiques très haute résolution : bentonites et rubanements (Aptien du Sud-Est de la France) ; L. Dauphin, B. Beaudoin, J. Brulhet ; RST 2000 ; 114*
- *Marqueurs volcanique et paléogéographique du bassin de Paris et du bassin du Sud-Est au Callovo-Oxfordien ; P. Pellenard, J.F. Deconinck, P.Y. Colin, P. Courville, D. Fortwengler, D. Marchand, J. Thierry ; RST 2000 ; 208*
- *Origine des ciments de fractures et géodes de la série mésozoïque de l'Est du bassin de Paris : approches isotopiques (d¹³C, d¹⁸O) et analyse ponctuelle en ⁸⁷Sr/⁸⁶Sr (IMS 1270) ; S. Buschaert, M. Cathelineau, S. Fourcade, E. Deloule ; RST 2000 ; 97*
- *Evolution d'un plateau calcaire de Lorraine : Exemple de l'incision de la vallée de la Marne, recul de la couverture crétacée et karstification de la Cousance souterraine ; J. Jaillet, E. Pons, J. Brulhet, B. Hamelin ; C.R.Acad.Sciences, à paraître*
- *Callovo-Oxfordian argillites (Meuse – France) – Isotope geochemistry (O, C, Sr) ; J. Casanova, P. Negrel, J.F. Aragnossy, J. Brulhet ; Chemistry-geology ; à paraître*
- *Exemple d'un traitement statistique des diagraphies à l'aide d'un réseau de neurones du type « carte auto-organisatrice » : Etude lithologique de la couche silteuse de Marcoule (Gard – France) ; L. Briquieu, S Gottlieb-Zeh, M. Ramadan, J. Brulhet ; ; C.R.Acad.Sciences, à paraître*
- *Abiotic characterisation of three main cold french biomes during the last-glacial-interglacial cycle ; F.Torre, J.Guiot ; S.Fauquette ; M.Menut-Calvez ; Ecosciences, à paraître*
- *Effect of pH under sorption of uranium in soils ; G.Echevarria ; M.I.Sheppard ; J.L.Morel ; Journal of environmental radioactivity, à paraître*
- *Toxicological risk assessment of radioactive waste disposals : methodology and application to lead ; M.O.Gallerand ; 5th Int. Symp. of Environmental Chemistry*
- *Radioactive waste disposal safety assessments : a simple experimental method to determine the transfer of radioactive nickel into the biosphere ; S.Denys, E.Leclerc-Cessac, G.Echevarria, J.L.Morel ; 5th Int. Symp. of Environmental Chemistry*
- *Facteurs de transfert sol-plante du ⁶³Ni pour le blé, le trèfle et pour l'hyperaccumulateur Alyssum murale ; S.Denys, E.Leclerc-Cessac, G.Echevarria, J.L.Morel ; Ass. Française de Sciences du sol*
- *Modelling of anisotropic elastoplastic damage in claystones; A.S.Chiarelli, J.F. Shao, N. Hoteit & O. Ozanam; 4th North American Rock Mechanics Symposium*
- *Thermo-hydro-mechanical behaviour of deep argillaceous rocks; N. Hoteit, O. Ozanam, K. Su & A.S. Chiarelli; 4th North American Rock Mechanics Symposium.*

En outre, les activités du GDR FORPRO ont donné lieu à 32 publications de rang A+ depuis 1998, ainsi qu'à la production d'un rapport dûment documenté pour chacune des actions.

5.2.4.4- Colloques et séminaires

L'Andra a été à l'initiative en 2000 d'un certain nombre de manifestations destinées à réunir les spécialistes d'une discipline, soit pour mener une réflexion partagée sur un thème, soit pour soumettre les propositions de choix ou d'orientation de l'Agence à discussion, et évaluation. Les principales ont été :

- Gas generation, accumulation and migration in underground repository systems for radioactive waste : safety relevant issues ; ce workshop international a été co-organisé par l'Andra, avec l'AEN/OCDE et l'UE, avec le soutien de l'Université Reims-Champagne-Ardenne. Il a réuni 80 participants, dont les représentants des agences de gestion de déchets et les centres de recherche intervenant dans le domaine des gaz. Les mécanismes de production et de transfert de gaz sont dans l'ensemble bien décrits ; ils sont en général plutôt associés aux déchets à faible ou moyenne activité et aux déchets transuraniens. L'impact radioactif lié aux gaz est en général extrêmement faible et ne fait pas l'objet d'évaluation. Les risques associés aux gaz sont étudiés dans tous les programmes nationaux, notamment pour la stabilité des caractéristiques des ouvrages (risque de montée en pression, risque de claquage de barrières ouvragées argileuses, risques d'ouverture de fissures pré-existantes).
- Sorption and diffusion of radionuclides in bentonite ; ce séminaire international a réuni plusieurs agences de gestion de déchets radioactifs, ainsi qu'une large communauté scientifique (IN2P3, CEA, Universités de Pau, Reims, Grenoble, Jussieu, Strasbourg, Subatech, Eurogeomat). Les principaux enseignements sont les suivants :
 - Les mesures de diffusion dans la bentonite sont cohérentes, mais les interprétations des résultats peuvent diverger ;
 - Les effets du couplage transport-chimie paraissent être plutôt contraints par les propriétés du transport que par la rétention chimique ; les modèles disponibles permettent d'en rendre compte ;
 - Le phénomène diffusion de surface a été caractérisé, mais n'a pas d'incidence sur le comportement macroscopique du transport ;
- International workshop on geomechanics , hydromechanical and thermohydromechanical behavior of deep argillaceous rocks : theory and experiments ; ce workshop international a réuni 120 participants sur les thèmes suivants :
 - Comportement court terme en saturé et non saturé, pour lesquels des modèles sont disponibles ;
 - Sur le long terme, les modèles, encore qualitatifs, restent à développer ;
- Négociation sociale du risque : le séminaire était co-organisé par l'Andra, le BRGM, le CEMAGREF et l'INERS ; il a réuni 80 participants autour de problématiques du risque associé à la notion de territoire. Chaque organisme a présenté et mis en débat ses approches, illustrées sur des cas concrets. L'objectif de la journée était, à partir de ces cas concrets, de tenter de dégager les questionnements qui pourraient être soumis à la communauté académique ;
- Workshop sur les collaborations internationales dans le laboratoire souterrain Meuse/Haute-Marne : ce séminaire a réuni un quarantaine de participants d'une dizaine de pays intéressés par la participation au programme expérimental du laboratoire souterrain.

5.2.5- Pertinence des recherches sur l'axe 2

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

Pertinence

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

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

Le principe du stockage en formation géologique profonde consiste à placer les déchets à un endroit suffisamment éloigné pour qu'un retour éventuel à la biosphère ne puisse se faire qu'à l'issue d'une décroissance suffisante du niveau de radioactivité, et donc de l'impact à l'environnement et à l'homme.

Les études réalisées se réfèrent aux recommandations de la RFSIII.2. Les évaluations menées à l'aide de calculs de sûreté doivent vérifier si les doses individuelles restent inférieures au seuil de 0.25mSv/an sur une période de 10000 ans et au delà. La phase de laboratoire souterrain demandée par la loi est destinée à qualifier le concept de stockage et à vérifier les hypothèses des calculs de sûreté. Les travaux de recherche dans le cadre de l'axe 2 sont menés dans le souci du respect de la protection de la nature, de l'environnement et de la santé, aussi bien sur le court terme (par construction pour la phase d'exploitation) que sur le long terme

Le droit des générations futures est couvert dans la mesure où il s'agit d'études en vue d'apporter une réponse durable à la question de la gestion des déchets radioactifs. Les études sur la réversibilité (article 4 de la loi) permettent en outre de prendre en compte, au moins pendant une certaine durée des développements scientifiques et techniques non prévus à ce jour.

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

Les solutions étudiées en vue du stockage de déchets radioactifs en formation géologique profonde reposent sur un ensemble de connaissances fondamentales en sciences de la terre, physique et chimie, ainsi que sur le retour d'expérience d'industries (minière, pétrolière, eau, exploitation d'installations nucléaires). Les coûts font l'objet d'évaluations régulières, de plus en plus précises avec l'avancement de la connaissance des sites et des orientations sur les choix de concepts.

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

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

Les recherches sont cohérentes avec celles menées dans les autres pays. A l'étranger, l'avancement des projets est en général, au mieux, sensiblement le même qu'en France, la plupart des nations ayant opté pour une phase d'expérimentation en laboratoire souterrain. L'ANDRA a participé, depuis de nombreuses années, à un ensemble d'expérimentations au sein de laboratoires souterrains étrangers à vocation méthodologique, et dont les résultats préparent la phase d'expérimentations souterraines en France. L'étude d'analogues naturels donne également lieu à des coopérations internationales.

Moyens

➤ *Existence et compétence des équipes*

Les études sont réalisées par l'ANDRA, avec un certain nombre de partenaires de recherche et de prestataires de services, ainsi que présenté en 5.2. Les compétences en matière de recherches sont réparties entre les grands organismes, souvent selon leurs métiers de base: le CEA pour les colis de déchets, le groupe BRGM, et sa filiale ANTEA pour les sciences de la terre, le CNRS et les Universités avec un ensemble de thèmes pointus dans un spectre plus large de compétences et de nombreux organismes ou sociétés spécialisés sur une compétence spécifique.

➤ *Disponibilité des moyens techniques nécessaires*

Les études entreprises depuis de nombreuses années par l'ANDRA ont permis de préparer les équipes aux phases de recherches à venir. Elles ont également permis de vérifier la disponibilité des moyens, et de mettre en chantier le développement de certains ; c'est ainsi par exemple que les moyens de caractérisation de l'endommagement des parois durant le creusement des galeries, ou encore ceux du prélèvement de l'eau en milieu argileux ont été développés.

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

Les recherches au titre de l'axe 2 s'appuient sur un ensemble de technologies disponibles, ou dont la disponibilité est prévue à court terme. Il n'est pas attendu de saut technologique d'ici 2006 en la matière.

➤ *Disponibilité du financement nécessaire*

Les recherches en vue du stockage sont financées par les producteurs de déchets. Elles bénéficient également de la contribution de grands organismes de la recherche et notamment du CNRS. Les budgets sont présentés dans le détail dans le plan à moyen terme de l'ANDRA, et résumés en annexe. En l'état le financement couvre les besoins d'investigation actuels.

5.3- Les recherches menées dans le cadre de l'axe 3 : Conditionnement et Entreposage

L'objectif des études de l'axe 3 est d'une part de conditionner les déchets radioactifs à vie longue pour assurer un confinement sûr et durable, sous la forme d'objets manutentionnables, les colis, et d'autre part d'étudier des installations d'entreposage de longue durée en surface ou subsurface, permettant de protéger durablement ces colis et d'en garantir la possibilité de reprise à terme.

L'enchaînement des phases de gestion des déchets est le suivant :

Le déchet brut, provenant des installations, doit recevoir un **traitement** visant à le classer si possible en catégorie de radioactivité et, à trier éventuellement ses composants élémentaires (en vue d'un traitement spécifique ou d'un recyclage), à réduire son volume et bénéficier d'un **conditionnement** le mettant sous une forme stable compatible avec la phase suivante d'entreposage ou de stockage. Ces deux étapes doivent s'inclure dans une filière complète allant jusqu'à la fabrication et l'acceptation du colis final en entreposage et/ou en stockage. La faisabilité industrielle et le coût de la filière de traitement-conditionnement sont à considérer.

L'acceptation du colis final en entreposage et/ou en stockage s'appuie sur la **caractérisation** qui permet de vérifier l'adéquation du colis réel par rapport aux caractéristiques requises pour l'entreposage et aux spécifications du stockage. La caractérisation bénéficie des études de comportement à long terme des colis décrivant leur évolution dans les conditions d'entreposage et de stockage (en conditions normales ou dégradées).

Il faut noter à ce stade que les entreposages actuels sont généralement conçus d'emblée, pour les colis normalisés qu'ils accueillent, et de ce fait ne nécessitent pas de procédure complémentaire de caractérisation.

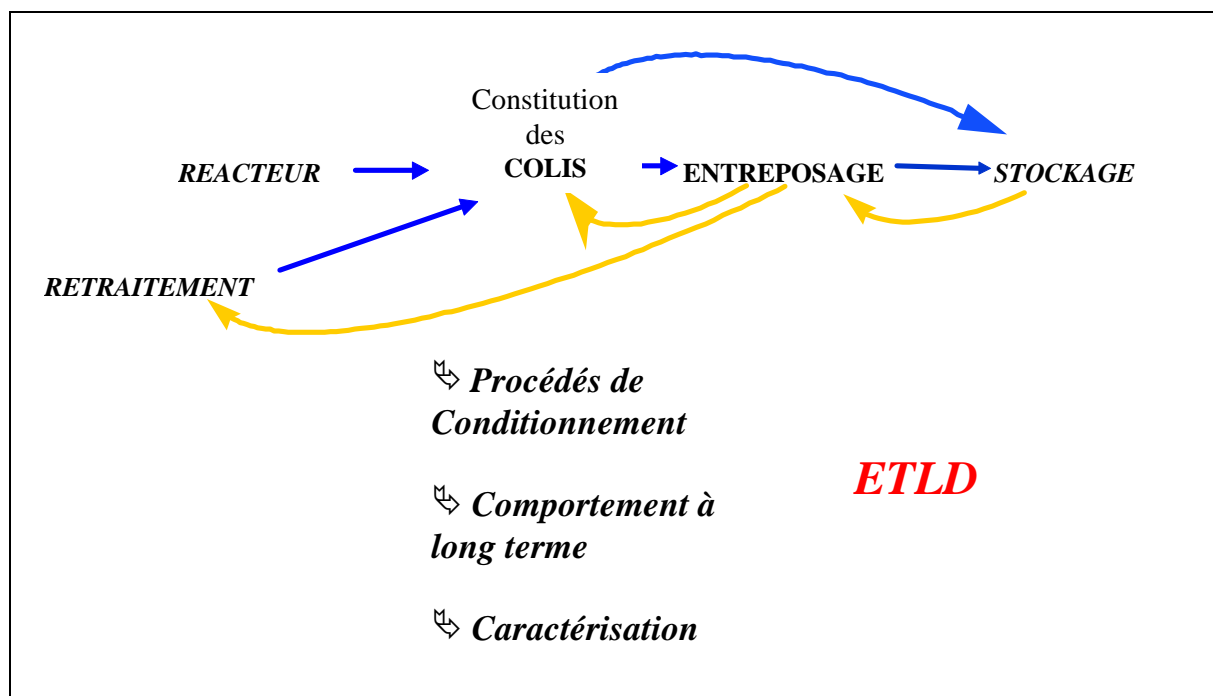


Figure 5.3-I

Axe 3 : Etude des procédés de conditionnement et d'entreposage de longue durée en surface

Les programmes de recherche sont donc structurés selon deux volets :

- *l'élaboration et la connaissance des colis :*
 - *étude des procédés de conditionnement (matrices et conteneurs),*
 - *étude du comportement à long terme des colis,*
 - *caractérisation des colis et soutien aux producteurs pour la réalisation des dossiers de connaissances,*
- *la définition des concepts d'installation d'entreposage de longue durée en surface ou subsurface, leur évaluation et la recherche et développement associés.*

Les trois grandes catégories de colis prises en compte dans ces programmes sont les suivantes :

a) Les colis résultant de la gestion industrielle présente du cycle du combustible :

- les déchets conditionnés au standard industriel des usines de la Hague du palier UP3, qui donne lieu au conditionnement des produits de fission dans les verres (**CSD-V**), et des coques et déchets technologiques en étui métallique après super compactage (**CSD-C**). On y adjoint un flux réduit de déchets cimentés non susceptibles de stockage en surface.
- les combustibles irradiés (**CI**) qui ne seront pas retraités à court terme sont actuellement entreposés en piscine, leur contenu énergétique est important, ils représentent un matériau potentiellement recyclable et ne sont pas considérés comme des déchets. Le projet EtLD¹ étudie les conditions de leur entreposage en surface ou en subsurface sur des durées séculaires. Les recherches correspondantes sont conduites en considérant l'ouverture des options à l'issue de la période d'entreposage.

b) Les déchets du cycle industriel antérieur au palier UP3 et les déchets de la recherche. On distingue :

- des déchets conditionnés pour lesquels les documents de connaissance sont en cours d'élaboration ou en projet. Les colis de catégorie B et C qui seront produits par les opérations d'assainissement entrent dans cette catégorie.
- des déchets non conditionnés pour lesquels la recherche vise à proposer aux exploitants producteurs des modes de conditionnement compatibles avec les systèmes de gestion existants ou en cours d'étude.

c) Les déchets de l'industrie nucléaire du moyen terme, pouvant répondre à un large spectre de scénarios couplés.

Les programmes de l'axe 3 sont présentés dans les paragraphes 5.3.1 et 5.3.2 ci-après.

5.3.1.- Constitution des colis

5.3.1.1- Traitement et conditionnement des déchets

Les développements dans le domaine des études de traitement et conditionnement ont pour objectif :

- d'étudier la faisabilité scientifique et technique de modes de conditionnement spécifiques des radionucléides à vie longue (Am, Cm, Np, Cs, I, Tc), en support technique à l'alternative séparation-conditionnement de l'axe 1.

¹ EtLD: Entreposage de très Longue Durée, décrit au paragraphe 5.3.2.

- de proposer de nouveaux procédés qualifiés de traitement et de conditionnement des déchets HAVL. Les développements concernent principalement :
 - la vitrification des déchets B et C en creuset froid,
 - le développement et la qualification d'un procédé du traitement et conditionnement par torche à plasma, permettant de conditionner un éventail très large de types de déchets,
 - le développement d'un procédé de céramisation de certaines boues,
 - des développements importants sur les conteneurs pour les combustibles irradiés et pour les déchets B, et leur qualification.

5.3.1.1- Nouvelles matrices de conditionnement

Actuellement les produits de fission et actinides mineurs issus du retraitement des combustibles irradiés sont conditionnés simultanément par vitrification. En soutien à l'exploitant industriel COGEMA, le CEA conduit des développements sur ce procédé de vitrification afin de l'adapter à l'évolution des combustibles retraités, en particulier l'augmentation de leur taux de combustion et l'optimisation industrielle de retraitement des MOX et d'étendre les formulations de verre actuelles à d'autres déchets liquides de haute activité : incorporation des fines et des platinoïdes, déchets riches en sodium, ...

Par ailleurs, des programmes sont menés dans le cadre de la loi : ils portent en particulier sur l'étude et le développement de nouvelles matrices de conditionnement spécifiques¹ des radionucléides séparés (études de séparation de l'axe 1), suivant une approche Séparation/Conditionnement, complémentaire à la voie de référence Séparation/Transmutation qui constitue l'axe 1.

Les études sur le conditionnement spécifique des radionucléides séparés ont fortement progressé en 1998 et 1999. On a notamment identifié des matrices candidates pour le conditionnement de l'iode (apatite) et des actinides (zirconolites, ...). Ce domaine bénéficie des recherches en modélisation atomistique (résolution numérique des équations de la chimie quantique) qui permettent de simuler sur ordinateur les structures des matériaux étudiés, et d'en prévoir les propriétés.

L'objectif est de proposer des conditionnements dont on pourra garantir la qualité de confinement pour des durées extrêmement longues en situation de gestion définitive. Les programmes portent en particulier sur les produits de fission à vie longue et les actinides, la période de chaque radionucléide retenu servant de référence intrinsèque de durée pour les matrices qui leur sont dédiées.

En fonction de l'élément à conditionner, la sélection des familles de matrices se fait sur la base des connaissances acquises dans les domaines des géosciences et des matériaux. Quatre principaux critères orientent le choix de matériaux pour ces nouveaux conditionnements :

- 1) la capacité d'insertion des radionucléides² dans la structure,
- 2) la performance de confinement à très long terme, à considérer en regard des périodes des radionucléides concernés (très grande résistance à la lixiviation, résistance à l'auto - irradiation, cohésion mécanique,...) et la capacité à la démontrer,
- 3) la possibilité de les élaborer par un procédé industriel nucléarisable (frittage ou fusion),

¹ où les atomes des radionucléides sont intégrés de façon constitutive dans la forme cristalline, vitreuse ou vitrocristalline choisie, et possédant des propriétés de très grande durabilité

² initiaux, et de leurs descendants par décroissance radioactive

Les matériaux étudiés sont en particulier :

- les matériaux de la structure apatitique, de formule $\text{Me}_{10}(\text{PO}_4)_6\text{X}_2$ qui offrent une souplesse de formulation d'accueil pour des radionucléides aussi différents que les produits de fission et les actinides. Ils sont notamment élaborés par frittage sous forme de céramiques,
- les verres (silicates, aluminosilicates, verres azotés [pour les actinides], borosilicatés, aluminosilicatés ou phosphatiques [pour les PF tels que le césium]), les vitrocristallins¹ (à base de titanite ou de zirconolite), ou des vitrocéramiques² de type Synroc³,
- le Phosphate Diphosphate de Thorium (PDT), étudié au Laboratoire de Radiochimie de l'IPN d'Orsay, est une matrice d'accueil candidate pour les actinides de valence IV (plutonium en particulier); il est élaboré par frittage naturel.

Les principales phases d'étude et de développement pour ces conditionnements sont les suivantes :

- les études en laboratoire,
- choix du minéral, définition des compositions et études des structures. A ce stade, la modélisation atomistique vient en appui du choix de la structure et permet de confirmer ou préciser le domaine d'existence,
- synthèse avec des éléments non radioactifs simulant les radionucléides et caractérisation des produits élaborés. Une évaluation des aspects de criticité sera également entreprise, en étudiant l'incorporation d'absorbants neutroniques, si besoin est,
- mise en forme à l'échelle du laboratoire (frittage, fusion ou procédé basse température⁴),
- caractérisation fine : détermination du taux d'incorporation, identification des phases secondaires,
- études de comportement à la lixiviation.

Lorsque le radionucléide ou l'élément simulant est introduit dans la structure, et que les premières évaluations de performance de durabilité (résistance à la lixiviation,...) sont conformes aux objectifs qui ont guidé le choix du matériau, on considère que la **faisabilité scientifique** est atteinte.

- les études de procédé technologique et les essais en actif,
- élaboration en actif du matériau,
- étude de comportement à long terme (résistance à l'altération par l'eau, à l'auto - irradiation...), selon la démarche du programme CLTC⁵ et confirmation de performances,
- mise au point du procédé d'élaboration.

Leur aboutissement marque la phase de **faisabilité technique**.

Enfin les évaluations du coût économique, des déchets secondaires générés, des études complémentaires à mener, en liaison avec les industriels, pour l'industrialisation du procédé matérialisent l'étape d'**évaluation** de la **faisabilité industrielle**.

¹ matériaux constitués d'un phase vitreuse et d'un phase cristalline dispersée dans le verre, et obtenue par dévitrification contrôlée de celui-ci

² matériau obtenu par fusion, partiellement ou totalement cristallisé lors d'un refroidissement naturel

³ en coopération l'ANSTO

⁴ ciments apatitiques

⁵ Comportement à Long Terme des Colis

Des études d'évaluation sont aussi menées, sur d'autres radionucléides à vie longue: technétium 99 dans une structure apatitique, zirconium 93 dans une vitrocéramique zircon...

En complément de ces développements orientés vers un conditionnement spécifique des radionucléides à vie longue séparés, on étudiera aussi des formes de conditionnement pour les produits en amont du réacteur (uranium appauvri, ...).

Le thème des nouvelles matrices de conditionnement bénéficie des recherches de base menées par la communauté scientifique dans le cadre du GDR NOMADE¹ constitué en 1999 entre le CNRS et le CEA et auquel participent la COGEMA et EDF.

Les principaux thèmes de recherche concernent :

- la formulation des matériaux,
- la synthèse et la mise en forme,
- la caractérisation physique et chimique des matériaux synthétisés,
- les études de comportement à long terme,
- la modélisation atomistique et la dynamique moléculaire.

5.3.1.1.2- Traitement et conditionnements des déchets anciens

Lorsqu'ils requièrent un mode de conditionnement non encore finalisé, ces déchets relèvent de la recherche. Il appartient aux autorités compétentes de définir la politique de gestion en la matière, notamment du point de vue de la sûreté. La responsabilité de la mise en œuvre incombe en dernier ressort aux exploitants.

Les déchets industriels anciens sont caractérisés par leur diversité de nature et de conditions de conservation. Cela va des mélanges de déchets bruts dans des silos, mélange de gaines de combustibles, de résines échangeuses d'ions et de déchets technologiques, à une partie des déchets déjà conditionnés en conteneurs ou dans une matrice de bitume ou de ciment.

L'objectif est de proposer aux exploitants producteurs, des procédés de traitement et de conditionnement de ces déchets compatibles avec les systèmes de gestion en cours d'étude. On examine en priorité les procédés connus. Il faut alors valider ces procédés en regard des caractéristiques des déchets à conditionner. Ces options de validation concernent la majorité des déchets anciens, qui sont et seront traités par des méthodes connues : cimentation, compactage, bitumage... Cependant il n'est pas exclu que certains déchets soient chimiquement incompatibles avec les matrices habituelles ou que certains des éléments du mélange existant le soient. Par ailleurs, dans le cas de déchets pour lesquels un procédé de conditionnement est déjà retenu en référence, des études prospectives et d'alternatives sont parfois menées. Le producteur aura alors la possibilité, en fonction du succès de ces études, de faire évoluer la référence. La motivation d'un tel changement serait alors liée à des avantages nets en terme d'économie, de volume, de performance (en tant que de besoin) ou de délais de mise en œuvre et de durée de production.

Dans ce contexte, les programmes sont divisés en deux grandes parties :

- une partie qui vient en soutien direct des projets des producteurs de déchets que sont COGEMA, EDF, et qui vont de la caractérisation du déchet brut au choix du conditionnement, en passant par une étape de traitement conduisant à la compatibilité déchet/conditionnement,

¹ NOMADE : NOUveaux MATériaux DEchets

- une partie qui anticipe les incompatibilités potentielles ou les substitutions de procédés en évaluant notamment l'apport des nouveaux procédés de traitement et conditionnement des déchets dont l'étude est décrite au paragraphe 5.3.1.1.3.

5.3.1.1.3 - Procédés de traitement et de conditionnement

Les études et développements de nouveaux procédés de traitement et de conditionnement ont pour objet :

- d'étudier des procédés de décontamination visant à accroître les possibilités de déclassement des déchets bruts en produisant un déchet secondaire minimum et facile à conditionner,
- de proposer de nouveaux procédés de conditionnement des boues issues des traitements des effluents actifs, procédé conduisant à un déchet présentant des capacités de confinement au moins égales à celles du bitume, un volume si possible plus faible, et des coûts de mise en œuvre acceptables,
- de proposer des procédés conduisant à un déchet vitrifié et applicables à des effluents ou déchets solides d'activité moyenne se présentant sous des formes très variées : procédés de vitrification en creuset froid et en milieu plasma,
- de proposer des conteneurs, supportant toutes les exigences de durabilité pour les cas où certains déchets bruts ne seraient justiciables d'aucun conditionnement disponible ou devraient être placés en situation d'attente, et de proposer des matériaux adaptés aux spécifications de tels conteneurs,
- de proposer des procédés de traitement thermique (pyrolyse, calcination),
- d'étudier la faisabilité des procédés alternatifs de traitement pour les déchets organiques alpha d'incinération et d'oxydation par voie humide des déchets organiques,

Procédés de décontamination

Les procédés de décontamination des déchets solides ou liquides ont pour objectif de séparer les radionucléides (inclus dans la matière ou déposés en surface) du substrat inactif, afin de les concentrer et les conditionner dans un faible volume de colis de déchets B. Le substrat quitte alors la catégorie B et peut être conditionné pour être stocké en surface.

Les procédés de décontamination des solides sont en particulier :

- la décontamination chimique en phase liquide, gels ou mousses (acide, oxydant, solvants organiques et tensioactifs,...), ou physico-chimiques (CO₂ super critique, ...),
- les techniques électrochimiques (électroérosion,...) ou physiques (ultrasons, laser, ...),

Les procédés de décontamination des effluents et déchets liquides sont en particulier:

- les techniques séparatives par membranes (de la micro à la nanofiltration),
- l'adsorption des radionucléides (adsorbants minéraux, organominéraux, biosorbants, ...),
- les extractants moléculaires spécifiques.

Procédés de céramisation/cimentation de boues ou concentrats de traitement d'effluents

Les céramiques flexibles constituent un concept prometteur, dans lequel la matrice de conditionnement durable et confinante est adaptée aux variations de composition chimique du déchet. L'étude d'un procédé de céramisation "flexible" des déchets B, visant au conditionnement des radionucléides se présentant sous une large variété de formes chimiques initiales, sera conduite, avec un rendez-vous d'évaluation en 2001. Le concept de référence a été actualisé en 1998. Les études en cours sont

orientées vers une technique basse température produisant des granulats incorporables en aval dans les procédés de cimentation connus.

Procédés de vitrification en milieu plasma et en creuset froid

La vitrification en creuset froid permet de conditionner, non seulement les déchets C, mais aussi les déchets B dans une matrice vitreuse. Les procédés de traitement par torche à plasma permettent d'effectuer simultanément un traitement haute température et le conditionnement des résidus sous forme vitrifiée. Ces procédés sont évalués pour une application à des déchets B variés. Les déchets identifiés actuellement comme pouvant être traités par ces procédés sont :

- les déchets bruts et en vrac (déchets technologiques, gravats, déchets de démantèlement, ...),
- les colis de déchets anciens qui seraient dégradés (bétons, bitumes, ...),
- les déchets secondaires de procédés (échangeurs minéraux ou organiques : résines échangeuses d'ions, zéolithes, diatomées, ...),
- les effluents liquides ou solides faible activité ou moyenne activité provenant des centrales électronucléaires : résines échangeuses d'ions, déchets solides combustibles, effluents salins sodés ou boratés, les déchets B provenant du retraitement des combustibles, tels que ceux actuellement entreposés sur le site de La Hague, qui sont des mélanges de déchets pulvérulents et d'effluents organiques,
- les déchets technologiques organiques contaminés α (cellulose, caoutchouc, plastiques, ...).

Deux voies principales de développement technique sont poursuivies dès à présent : la nucléarisation de procédés plasma développés pour d'autres domaines industriels, et l'incorporation d'éléments technologiques d'incinération plasma en complément de procédés déjà nucléarisés. La phase de faisabilité technique a pour but de confirmer les options actuelles de spécialisation de chaque voie, à savoir l'acceptation de déchets très variés en quantités modestes pour l'option "plasma seul", et la robustesse d'exploitation en milieu nucléaire de grands flux de matière pour la voie "creuset froid + plasma".

Etude de matériaux pour conteneur de déchets B

La fonction de ce type de conteneurs¹ est d'assurer le confinement des déchets de moyenne activité, sans nécessiter d'enrobage ou de blocage. Il est étudié notamment pour l'entreposage des déchets B en vrac, qui pourraient être repris ultérieurement, traités et conditionnés par un procédé adapté. La durabilité à long terme doit être acquise sur les échelles de temps couvertes par l'entreposage de longue durée (§ 5.3.2).

Le conteneur doit assurer à lui seul la fonction de confinement, en acceptant une large variété de types de déchets B. Il est donc nécessaire de réaliser une étude de matériaux satisfaisant aux contraintes de tenue mécanique et thermique, de résistance aux rayonnements et aux interactions chimiques potentielles entre le déchets et la paroi interne du conteneur, et garantissant la durabilité.

En plus des matériaux classiques (métal, béton), des matériaux complémentaires sont considérés pour optimiser l'interface résidu - conteneur : les polymères, les céramiques (émaillage,...). La solution de référence envisagée est le polyéthylène haute densité (PEHD). La durabilité sous rayonnements seuls de ce matériau est en cours d'évaluation, l'étape suivante consistant à évaluer la durabilité sous rayonnements en présence d'agression chimique couplée.

¹ CUBE : voir paragraphe 5.3.2.

Procédés d'oxydation par voie humide des déchets organiques

L'oxydation par voie humide (en eau sous ou super critique) est une voie alternative qui permettrait la minéralisation en phase liquide, sans combustion ni rejets gazeux, des déchets organiques (chlorés, tritiés, ...). Cette technique présente des avantages attrayants, parmi lesquels l'absence de dégagement de gaz sous forme de NOx ou SOx. Les objectifs généraux de l'étude visent à identifier le domaine (sous ou supercritique) et les performances attendues du procédé apte à détruire des composés aussi spécifiques et divers que des tensioactifs, des résines échangeuses d'ions, des huiles, des stocks de solvants (TBP, TLA, TPH...) contaminés...

Procédés de traitement thermique

Les procédés de traitement thermique des déchets (pyrolyse et incinération) ont fait l'objet de développements importants ayant abouti à des réalisations industrielles. Les études portent sur leur adaptation et leur qualification aux types de déchets. L'objectif des procédés de traitement thermique est double. Il est d'une part de stabiliser physiquement et chimiquement les matières à traiter et d'autre part de réduire significativement leur volume avant d'être conditionnées. Les procédés de conditionnement en aval peuvent être une vitrification, une céramisation ou une cimentation suivant le type de déchets considéré.

Les procédés mettant en œuvre des fours tournants ont la possibilité de s'appliquer à des déchets de différentes natures :

- déchets organiques fortement chlorés (plastiques) provenant de la manipulation de matières contaminées,
- mélange de REI¹ provenant du traitement de liquides contaminés,
- mélanges de graphite et de zéolithes sous eau provenant du démantèlement des combustibles UNGG préalablement à leur retraitement,
- huiles organiques ou minérales contaminées.

5.3.1.2- Etude du Comportement à Long Terme des Colis

5.3.1.2.1- Introduction

L'objectif du conditionnement des déchets, sous forme de colis manutentionnables, est i) d'assurer un confinement performant et durable des radionucléides (le colis constitue la première barrière de confinement dans une installation d'entreposage comme de stockage), et ii) d'assurer le cas échéant l'aptitude à la manutention et à la reprise après entreposage de longue durée ou après une phase réversible de stockage.

Le programme **CLTC** (Comportement à Long Terme des Colis) apporte le cadre et les moyens scientifiques qui permettront d'orienter cette R&D et de statuer sur le comportement à long terme des colis du point de vue des fonctions qui leur sont accordées — notamment le confinement et la manutention — dans les conditions d'entreposage de longue durée et du point de vue de l'aptitude au stockage, en situations nominales ou dégradées.

Les questions de R&D correspondantes découlent donc notamment i) de l'analyse de la performance de confinement à l'échelle multimillénaire (aptitude des colis à représenter durablement la première barrière

¹ REI : Résines Echangeuses d'Ions

de confinement en conditions génériques de stockage), et ii) de l'analyse de l'aptitude du colis à la reprise à l'échelle séculaire, pour l'entreposage et le stockage réversible.

Le projet **CLTC** concerne l'ensemble des colis de l'inventaire.

Un colis est typiquement constitué d'un conteneur (métal, béton...), d'une matrice (verre, béton, bitume...) et de déchets immobilisés ou enrobés dans la matrice, ou directement placés à l'intérieur des conteneurs. Il est placé dans un environnement dépendant du scénario considéré. Les différents types de colis ont été regroupés en grandes familles selon le type de matrice, ou les options de conteneurage quand il n'y a pas de matrice à proprement parler. Ainsi, on étudie en particulier :

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

Le programme **CLTC** élabore, et qualifie expérimentalement, la modélisation des mécanismes contrôlant l'évolution à long terme des colis, y compris en interaction avec leur environnement. A cette fin, il conduit l'étude des phénomènes physico-chimiques intrinsèques aux colis, tenant compte des conditions aux limites génériques associées à l'entreposage ou au stockage. Il élabore les modèles opérationnels permettant de statuer sur le comportement à long terme des colis : mécanisme d'altération, relâchement de radionucléides, évolution des performances.

La démarche du programme CLTC est centrée sur *le colis et ses performances génériques*, et fournit des éléments importants aux producteurs de colis, en définissant l'aptitude de confinement du colis dans la durée.

Les études spécifiques aux conditions de stockage sont définies dans le cadre de l'axe 2. Cependant certains phénomènes identifiés et étudiés dans le cadre du programme CLTC de l'axe 3, peuvent être utiles pour les études relevant de l'axe 2. Il en résulte une concertation étroite entre l'ANDRA et le CEA sur ce thème, où les axes dont ils sont respectivement pilotes se rejoignent. En ce qui concerne la modélisation et le comportement à long terme des colis et du champ proche, dans les concepts et sites de l'ANDRA, le programme **C3P**¹, qui s'inscrit dans le cadre de l'axe 2, pourra fournir des éléments utiles aux études finales d'impact de l'altération des colis sur les composants du champ proche et l'environnement géologique, lors des études de performance et de sûreté d'un concept et d'un site de stockage.

¹ C3P : Comportement des Colis en Champ Proche

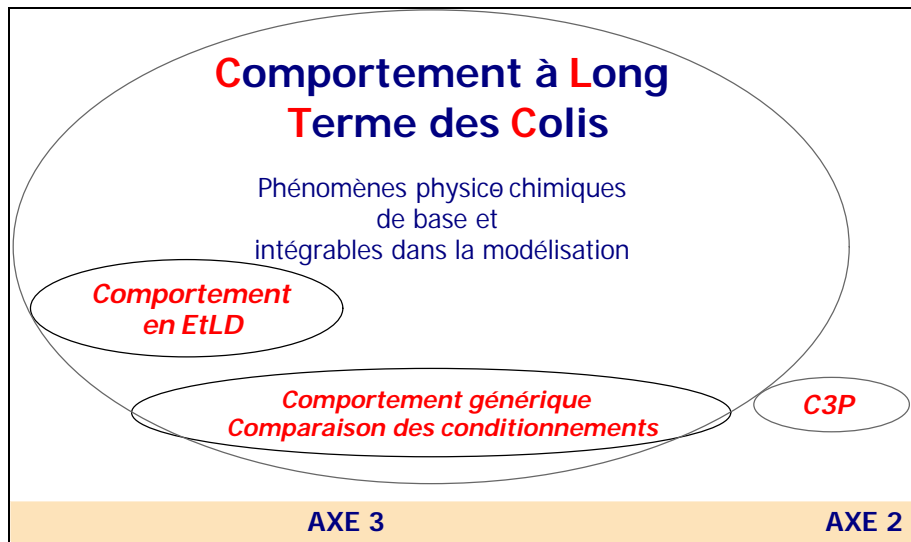


Figure 5.3-II

Enfin, le programme CLTC contribuera d'une part à la définition des protocoles expérimentaux standardisables permettant de qualifier les colis, en assurant que les paramètres contrôlant leur comportement à long terme seront accessibles à la caractérisation, et d'autre part à la définition des stratégies de surveillance en entreposage, en identifiant les paramètres essentiels à contrôler.

5.3.1.2.2- Jalons stratégiques

Pour chaque grand type de colis (verres, bitumes, bétons, coques et embouts), un programme scientifique pluriannuel est établi et actualisé. Les sujets plus prospectifs, comme les nouvelles matrices de confinement, sont envisagés de manière large et ouverte.

Le planning de R&D correspondant au programme CLTC est construit autour de trois rendez-vous principaux :

- 1999** : Premier bilan des connaissances sur le comportement à long terme des colis connus ou envisagés, sur les mécanismes élémentaires d'altération, avec une première prise en compte des couplages,
- 2001** : Premier document de synthèse de Connaissances CLTC, avec prise en compte et modélisation des mécanismes couplés et interprétation des essais d'altération. Premier terme source colis pour contribuer aux études de performance des systèmes multi-barrières; définition des protocoles de tests représentatifs du comportement à long terme à mener pour les essais de caractérisation.
- 2005** : Document final de synthèse des Connaissances CLTC, avec les résultats des calculs opérationnels de modélisation des colis ; terme source colis pour étude de performance ; résultats et interprétation des tests de caractérisation concernant le comportement à long terme.

Le planning intégrant ces jalons est présenté sur les figures 5.3-III (1) et 5.3-III (2),(3),(4),(5).

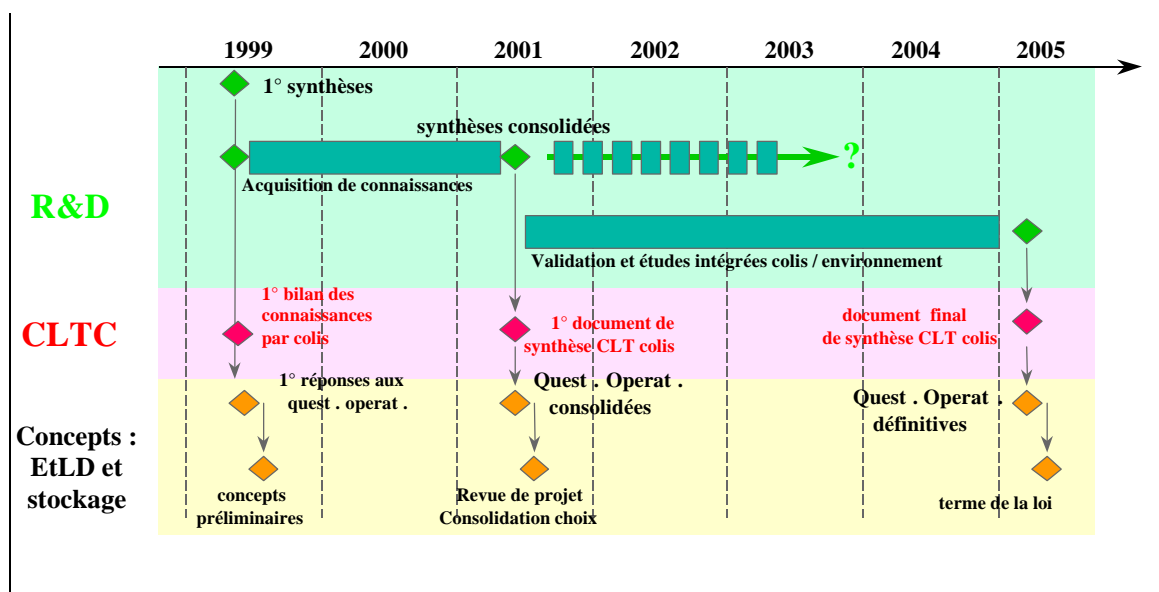


Figure 5.3-III (1)

Colis d'enrobés bitumes	2000	2001	2002	2003	2004	2005
Comportement sous auto-irradiation						
<i>Approfondissement des connaissances</i>						
• Sous auto irradiation						
• En présence d'oxygène (vieillessement)						
Retour d'expérience sur colis industriel						
1° document de synthèse des connaissances		◆				
Reprise d'eau et relâchement des espèces						
<i>modélisation</i>						
• Développement d'un code numérique 1D						
<i>expérimentation</i>						
• Validation de la phénoménologie du relâchement d'espèces chimiques						
• Etude des facteurs potentiels d'influence						
• Prise en compte de la production industrielle						
validation expérimentale						
1° document de synthèse des connaissances		◆				
Document final de synthèse des connaissances						◆

Figure 5.3-III (2)

Colis « Béton »	2000	2001	2002	2003	2004	2005
Comportement en entreposage (Longue durée)						
Acquisition de connaissances (fracturation, radiolyse)						
retour d'expérience sur colis anciens						
1° document de synthèse des connaissances		◆				
Altération des colis par l'eau, dégradation et relâchement						
<i>modélisation</i>						
• Extension du modèle de dégradation des pâtes aux bétons						
• Prise en compte de l'influence des ions extérieurs						
• Validation des modèles de dégradation/migration						
<i>Acquisition de données expérimentales complémentaires</i>						
• Physico-chimie des matériaux sains et dégradés						
• transport /rétention des RN dans les bétons sains et dégradés						
1° document de synthèse des connaissances		◆				
Expériences de validation						
Document Final de synthèse des connaissances						◆

Figure 5.3-III (3)

Colis « Verre »	2000	2001	2002	2003	2004	2005
Comportement en entreposage (Longue durée)						
Acquisition de connaissances complémentaires						
retour d'expérience sur colis anciens, étude verres dopés						
1° document de synthèse des connaissances		◆				
Altération par l'eau et relâchement des RN						
<i>Modèle Opérationnel V(t)</i>						
• Synthèse des connaissances (référence+ bornes)						
• Limites d'applicabilité						
• Modélisation des Couplages avec l'environnement						
1° document de synthèse des connaissances		◆				
<i>Poursuite de l'acquisition de connaissances</i>						
• Genèse, propriétés et pérennité du gel						
• Réentions des RN dans le gel (modèle V(RN))						
Expériences de validation						
Document Final de synthèse des connaissances						◆

Figure 5.3-III (4)

Colis Standard de Déchets Compactés	2000	2001	2002	2003	2004	2005
Etat initial + situation d'entreposage						
• contenu radiologique des déchets						
• contenu chimique, radiolyse et corrosion						
1°document de synthèse des connaissances		◆				
Comportement en situation générique de stockage						
• Localisation des RN						
• Dégradation de la zircone						
• Corrosion du zircaloy						
• Evaluation du relâchement des RN						
Modélisation du relâchement						
Proposition d'un terme source colis						
1° document de synthèse des connaissances		◆				
Compléments de caractérisation en vue du MOP terme source colis						
Document Final de synthèse des connaissances						◆

Figure 5.3-III (5)

Moyens mis en œuvre:

Dans le cadre du programme CLTC, l'utilisation d'installations lourdes en actif intervient lors des étapes suivantes :

- Acquisition de connaissances de base et retour d'expérience sur le comportement à long terme de colis ou de matrices, essentiellement sur le combustible irradié et les coques et embouts, pour lesquels des études sur des simulants inactifs ne sont pas suffisantes pour explorer les mécanismes de base, mais également pour évaluer des effets spécifiques liés au caractère irradiant des colis.
- Réalisation de certaines expériences d'intégration quand les effets liés au caractère irradiant des colis sont majeurs (verre, combustible irradié, coques et embouts).
- Mise au point des tests destinés à la mesure des paramètres critiques pour le comportement à long terme sur des colis réels (ou des échantillons représentatifs).

5.3.1.2.3- Modèles Opérationnels

Les Synthèses de Connaissance CLTC ont pour objectif d'établir le meilleur consensus scientifique et technique sur la nature et la hiérarchie des mécanismes essentiels sous-tendant le comportement à long terme des colis. Ces mécanismes sont intégrés dans des **modèles opérationnels (MOP)** dont les principales caractéristiques sont les suivantes :

- ils intègrent le meilleur état de l'art scientifique,
- ils sont conçus pour s'intégrer dans les simulations numériques du comportement à long terme, décrivent les phénomènes physiques nécessaires et suffisants, et utilisent en entrée des paramètres accessibles à la mesure,
- ils garantissent la traçabilité des versions et des bases de données,
- ils permettent de répondre de manière opératoire aux grandes questions (conception, sûreté).

Un modèle opérationnel permet à ses utilisateurs de définir, en aval, des marges de sécurité. Le rôle de la R&D est de produire les modèles opérationnels, et d'accroître les marges de confiance prises en amont. En retour, les modèles opérationnels permettent d'exercer un pilotage des priorités de la R&D, en mettant l'accent sur les mécanismes, paramètres ou variables dimensionnants.

Compte tenu de la maturité des connaissances scientifiques disponibles, les colis verre, bitume et béton, disposent déjà de modèles décrivant les principales phases de leur évolution en entreposage ou en stockage.

Ces modèles permettent d'ores et déjà d'obtenir de premières estimations des caractéristiques de durabilité des différentes matrices, dont des exemples sont représentés sur la figure suivante :

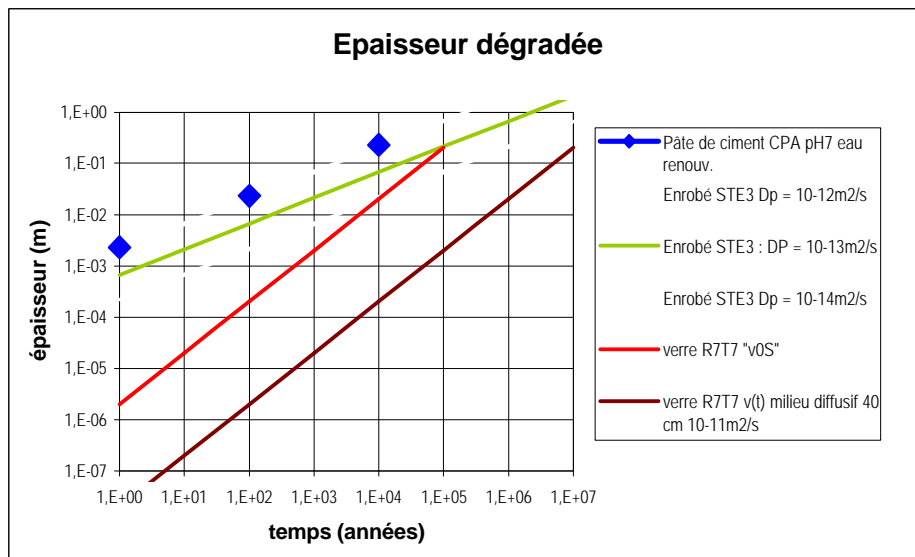


Figure 5.3.IV

Par contre, les colis de combustible irradié, et les colis standards de déchets compactés et coques et embouts cimentés ne disposent pas de modèles opérationnels directement utilisables ou suffisamment qualifiés. Les priorités pour ces deux classes de colis sont donc l'acquisition de connaissances de base destinées à la construction des modèles opérationnels.

Enfin, la recherche sur les nouvelles matrices de conditionnement pour des radionucléides à vie très longue préalablement séparés inclut dès le départ un développement des modèles de comportement à long terme.

Les différentes conditions d'environnement prises en compte dans le cadre du projet CLTC sont les suivantes :

- Le système fermé : dans ce cas, le système n'échange que de l'énergie avec l'extérieur, que ce soit sous forme de chaleur, ou sous forme de radioactivité. Le système peut aussi être soumis à des contraintes mécaniques externes. Par contre, il n'y a pas d'échanges de matière entre le système et l'environnement extérieur. Ces conditions correspondent aux conditions nominales de fonctionnement en entreposage. Elles correspondent aussi à l'évolution attendue dans la première phase d'un stockage géologique profond tant que le conteneur n'est pas corrodé (durant la première dizaine de milliers d'années).
- Le système ouvert insaturé en eau : il y a eu rupture de la gaine ou dégradation du conteneur et échange de matière avec l'extérieur (en plus des échanges d'énergie déjà évoqués en système fermé). Il s'agit par exemple de conditions dégradées d'un entreposage.
- Le système ouvert saturé en eau : il s'agit du cas extrême où le système a perdu toutes propriétés de confinement. Le système échange donc de l'énergie et de la matière avec le milieu environnant essentiellement par altération par la phase aqueuse. Il s'agit de conditions accidentelles très fortement dégradées en entreposage (perte de confinement + ennoyage). Par contre, il s'agit de la situation nominale considérée à très long terme en stockage après la dégradation des différentes barrières de confinement et la mise en contact de la matrice avec l'eau du site.

5.3.1.2.4- Les colis à matrice bitume

Les principaux phénomènes affectant l'évolution des colis en milieu sec ou insaturé (conditions génériques d'entreposage, ou de stockage en phase ouverte réversible), sont :

- l'auto-irradiation de l'enrobé, la radiolyse, l'évacuation des gaz induits,
- le vieillissement chimique ou radiochimique du bitume,
- l'oxydation superficielle du bitume,
- l'absorption d'humidité ambiante,
- la biodégradation.

C'est l'auto-irradiation c'est à dire la production de gaz de radiolyse et l'évacuation associée, qui joue le rôle dominant dans le dimensionnement des colis et de leur mode de gestion au long terme en entreposage.

En milieu saturé d'eau (conditions génériques de stockage après saturation du champ proche et dégradation des conteneurs), les principaux phénomènes affectant l'évolution des colis sont :

- l'absorption d'eau du site,
- la dissolution et le relâchement des sels, des radionucléides, et de matières organiques.

C'est la reprise d'eau et le relâchement consécutif des sels et des radionucléides, qui joue un rôle dominant.

5.3.1.2.5- Les colis à matrice liant hydraulique

Les phénomènes affectant l'évolution des colis béton en milieu sec ou insaturé (conditions génériques d'entreposage ou de stockage en phase ouverte réversible) sont :

- la carbonatation atmosphérique,
- la fissuration par le gel,
- l'auto-irradiation et la radiolyse associée,
- l'interaction entre pâte et granulats, et l'évolution à long terme des CSH¹,
- la corrosion des éléments métallique (déchets, fûts compactés, conteneurs métalliques, armatures, fibres...),
- la dégradation des éléments organiques (déchets, sacs), et la production de gaz associée.

En milieu saturé d'eau (conditions de stockage après resaturation des barrières ouvragées et dégradation des conteneurs), il faut également considérer :

- la resaturation en eau,
- la dégradation chimique sous eau (décalcification),
- l'action des ions sulfates,
- la carbonatation sous eau,
- le passage des radionucléides en solution, et leur migration vers l'extérieur.

¹ CSH : Silicate de Calcium Hydraté

Le phénomène majeur d'altération à l'eau des pâtes de ciment, mortiers, et bétons, est la décalcification ; celle-ci s'accompagne d'un accroissement de la porosité susceptible de modifier les propriétés mécaniques et de confinement de ces matériaux.

5.3.1.2.6- Les colis de déchets vitrifiés

Les phénomènes affectant l'évolution des colis vitrifiés en milieu sec ou insaturé (conditions génériques d'entreposage ou de stockage en phase ouverte réversible) sont :

- la fracturation,
- l'auto-irradiation,
- la recristallisation,
- la dégradation des conteneurs (corrosion),
- l'altération en phase vapeur.

En milieu saturé d'eau (conditions de stockage après saturation du champ proche et dégradation des conteneurs) il faut également considérer:

- l'altération du verre par l'eau,
- le relâchement des radioéléments dans l'eau.

5.3.1.2.7- Les colis "Coques et Embouts"

Les études sur ces colis sont menées en collaboration avec COGEMA. Les besoins opérationnels en entreposage et en stockage sont évoqués ci-après :

- 1 - **Reprise à terme** des colis de coques et embouts : Mener la R&D pour garantir l'intégrité du colis de coques et embouts, notamment vis-à-vis des phénomènes de corrosion interne et externe sous irradiation.
- 2 - **Hiérarchisation et évolution des termes sources radiologiques** : Evaluer l'évolution des radionucléides associés à la fraction gazeuse, aux fines ou relâchés par dissolution en fonction des contextes.
- 3 - **Fermeture du conteneur** : Etudier la robustesse du colis de coques et embouts et la pertinence de le rendre étanche (i) en fermant le poral¹, (ii) en ajoutant un complément de colisage ou un surconteneur.
- 4 - **Pyrophoricité éventuelle due aux fines** : Déterminer les conditions d'environnement optimal permettant de valider l'absence de risque de pyrophoricité.
- 5 - **Définition de compléments de caractérisation**, en particulier la texture (porosité, surfaces accessibles ...), la localisation des radionucléides et les complexants organiques.

Les questions opérationnelles relatives au stockage profond relèvent en fait des spécifications définies par le gestionnaire et concepteur des installations de stockage. Les lignes principales du programme de R&D sont décrites dans l'annexe 6 (2-4).

¹ Poral : bouchon poreux permettant l'évacuation des gaz générés dans les colis de déchets

5.3.1.2.8- Les colis de combustible irradié

Le Programme de Recherche sur l'Evolution à long terme des Colis de Combustibles Irradiés (PRECCI), mis en place en 1998, organise l'ensemble des actions menées au CEA sur l'étude du comportement à long terme des combustibles irradiés en conditions génériques d'entreposage ou de stockage. Sa structuration a été finalisée en 1999 en étroite collaboration avec EDF, dans le cadre de la coopération CEA-EDF-FRAMATOME.

Les colis de combustibles irradiés, en particulier les MOX, sont caractérisés par leur forte puissance thermique résiduelle qui doit être prise en compte dans la conception des installations d'entreposage ou de stockage, et les rendent susceptibles d'évolution physico-chimiques plus importantes que d'autres colis. Les résultats des recherches menées dans le cadre du programme PRECCI viennent donc naturellement alimenter les études de conception d'installations d'entreposage de longue durée (projet EtLD au CEA) et d'installations de stockage (projet HAVL ANDRA).

Pour l'entreposage, l'analyse conduit à individualiser deux grandes fonctions génériques qui doivent être assurées en permanence par les colis :

- la fonction de confinement, les colis devant être à même de confiner les radionucléides qu'ils contiennent et éviter leur dispersion ,
- la fonction de reprise, l'entreposage étant par définition provisoire, on doit être à même de garantir en permanence la reprise en conditions sûres des déchets,

Ainsi, la tâche de surveillance des colis doit permettre de contrôler que ces fonctions sont assurées ainsi que leur permanence.

Pour le stockage, un paramètre important est la vitesse de relâchement des radionucléides, avec comme cas limite, une vitesse de relâchement temporairement nulle (confinement total) qui doit être assurée durant les premières phases.

La mise en regard des diverses options possibles pour les modes de gestion à long terme des colis de combustibles irradiés et des fonctions qui leur sont accordées permet de définir des questions opérationnelles qui correspondent aux questions auxquelles la R&D doit pouvoir répondre :

- L'aptitude à la **reprise** du colis de combustibles irradiés,
- La **retraitabilité** du combustible irradié à l'issue d'un entreposage,
- La compatibilité avec le stockage,
- Comment **surveiller** les colis de combustibles irradiés en entreposage ?
- Peut-on définir des procédés de reconditionnement simples à mettre en œuvre et peu coûteux qui permettent de **diminuer les contraintes opérationnelles induites sur les installations d'entreposage** par la forte réactivité potentielle (mécanique et chimique) des combustibles irradiés ?
- Quels sont la **robustesse et le niveau de confiance** des modèles d'évolution de combustibles irradiés ?

Le programme PRECCI est découpé en 12 sous-programmes, dont l'organisation est partiellement présentée sur la figure suivante :

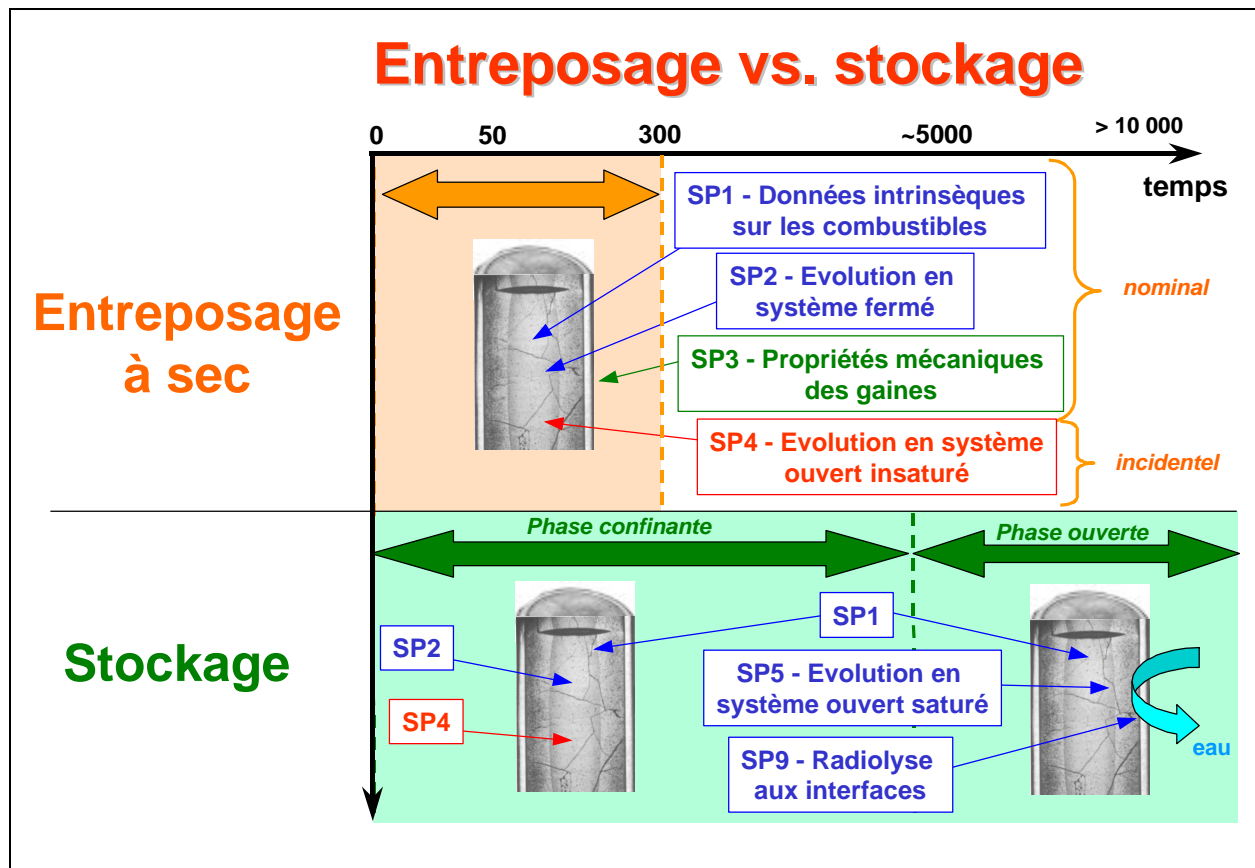


Figure 5.3-V

Programmes généraux de R&D :

Données intrinsèques sur les combustibles irradiés - SP1

L'ensemble des travaux menés dans le cadre du programme PRECCI nécessite de connaître l'évolution dans le temps des propriétés intrinsèques des combustibles irradiés (puissance thermique résiduelle, activités α , β , γ et neutrons, compositions isotopiques, production d'hélium, etc), et ce pour différents types de combustibles irradiés (UOX1, UOX2, UOX3, MOX, URE ..), différents taux de combustion... Afin de garantir la fiabilité et la cohérence d'ensemble du programme PRECCI, l'objectif de ce sous-programme consiste à mener les calculs permettant de rassembler l'ensemble de ces données, puis (ii) à développer une base de données associée et enfin (iii) à assurer la qualification des données.

L'évolution en système fermé - SP2

L'état de l'art et les premiers résultats expérimentaux ont permis de préciser les principales questions scientifiques soulevées dans ces conditions d'évolution et sur lesquelles porteront les principales études dans les années à venir :

- la production et le devenir de l'hélium issu de la décroissance des émetteurs α . Les calculs montrent que les quantités mises en jeu ne sont pas négligeables et qu'il est difficile aujourd'hui de statuer sur

le devenir de l'hélium : relâché dans les volumes libres (surpression interne), ou conservé au sein des pastilles (risque de gonflement). Ce point fait donc l'objet d'études dans le cadre des recherches l'évolution de l'état physique du combustible (notamment risque de décohésion aux joints de grains).

- Les premières estimations montrent que les décroissances radioactive et thermique au cours du temps influent peu sur l'état d'équilibre chimique du combustible et que le risque d'oxydation est limité. Ce point devra être confirmé par des études complémentaires.
- La présence d'une radioactivité α résiduelle importante va conduire à (i) l'accumulation de dégâts d'irradiation dans le réseau UO_2 qui peuvent endommager à terme l'état physique du combustible, (ii) l'existence d'une diffusion athermique activée par irradiation dont les caractéristiques doivent être précisées. Potentiellement, ces mécanismes de migration sont susceptibles de modifier la localisation des RN au sein du combustible et donc les termes sources en cas de scénario incidentel, ou lors d'une évolution ultérieure en stockage.

La recherche menée sur ce thème vise donc à confirmer la faible évolution de l'état chimique, à préciser notamment le devenir de l'hélium, l'évolution de l'état physique du combustible et l'évolution de la localisation des radionucléides au cours du temps.

L'évolution mécanique de la gaine et de l'assemblage – SP3

L'existence même des conditions aux limites "système fermé" telles que définies précédemment, est en partie subordonnée à l'évolution de l'intégrité de la gaine en conditions d'entreposage. Il est donc essentiel de prédire l'évolution de l'état mécanique et physique de la gaine, sachant qu'elle sera soumise à des contraintes :

- thermiques, liées au dégagement de chaleur du combustible irradié,
- mécaniques, liées soit à la surpression de gaz internes (He , PF gazeux), soit à l'effort mécanique qu'elle subira lors des opérations de reprise,
- éventuellement chimiques, liées aux interactions avec les éléments chimiques agressifs présents dans l'assemblage (iode par exemple).

Dans ce sous-programme, il s'agit de prendre en compte l'ensemble de ces contraintes pour prédire l'évolution de l'intégrité de la gaine au cours du temps.

Les essais mécaniques menées sur des gaines irradiées et la caractérisation associée des échantillons a permis de développer un premier modèle prédictif de loi de fluage basé sur des essais de relativement courte durée (40 jours). L'effort dans les années à venir portera sur la détermination des mécanismes sous-jacents à la déformation de longue durée de la gaine irradiée (en particulier, la restauration des défauts d'irradiation).

L'évolution en système ouvert insaturé (en gaz) – SP4

Dans le cas d'un système ouvert il y a eu rupture de la gaine et échange de matière avec l'extérieur (en plus des échanges d'énergie déjà évoqués en système fermé). L'altération de la matrice UO_2 se fait en phase gazeuse insaturée vis-à-vis de la vapeur d'eau, de même que les échanges de matière. Il s'agirait là de conditions dégradées d'un entreposage. Elles correspondent par exemple à un colis où il y a eu perte de confinement par dégradation des conteneurs et rupture de gaine (sous l'effet du fluage par exemple).

Dans ces conditions, le combustible irradié s'oxyde rapidement en oxydes supérieurs gonflants du type U_3O_8 dont la particularité est (i) de présenter une surface spécifique et un volume molaire beaucoup plus important que UO_2 , (ii) une solubilité supérieure de deux ordres de grandeurs à celles de UO_2 . L'essentiel de l'effort est à porter sur la caractérisation des cinétiques d'oxydation à basse température

pour des combustibles UOX à fort taux de combustion, et MOX pour lesquels les connaissances sont insuffisantes. L'accent sera aussi mis sur la caractérisation des termes sources relâchés lors de ces transformations.

L'évolution en système ouvert saturé (en eau) – SP5

Il s'agit du cas extrême où le système a perdu toutes propriétés de confinement conduisant à une altération de la matrice UO_2 par une phase aqueuse. Le système échange donc de l'énergie et de la matière avec le milieu environnant, en particulier du fait de l'altération par la phase aqueuse. Il s'agira de conditions accidentelles très fortement dégradées en entreposage (perte de confinement + ennoyage). Par contre, il s'agit de la situation nominale considérée à très long terme en stockage après la dégradation des différentes barrières de confinement et la mise en contact de la matrice avec l'eau du site.

La réflexion menée en 1999 a permis de modifier radicalement l'approche scientifique proposée pour rendre compte du relâchement des RN dans ces conditions. En effet, il est apparu que la distinction empirique entre inventaire labile, inventaire aux joints de grains et inventaires dans la matrice qui prévalait n'est pas robuste à long terme car elle n'est pas associée à une compréhension microscopique des mécanismes, et ne permet pas de prendre en compte l'évolution durant les premières phases de vie en système fermé. Dans cette perspective, il est maintenant proposé de distinguer les radionucléides inclus dans les grains d' UO_2 et ceux qui ne le sont pas. Ces derniers sont supposés se relâcher instantanément lors de l'arrivée de l'eau ("activité labile") alors que le relâchement de ceux présents dans les grains est corrélé à la dégradation de la matrice qui peut être gouvernée par deux mécanismes : une dissolution radiolytique ou une dissolution contrôlée par la solubilité. L'objectif des études menées au CEA est de préciser l'évolution au cours du temps des inventaires associés à ces deux fractions et la nature des mécanismes gouvernant la dégradation de la matrice UO_2 .

Actions de R&D spécifiques

Les actions suivantes viennent en support des questions opérationnelles et leurs résultats seront utilisés pour orienter les actions de R&D menées dans les sous-programmes décrits ci-dessus :

- La transparence des barrières aux gaz : évaluation de la nature et de l'ampleur des éventuels rejets gazeux dans une installation d'entreposage.
- l'étude de la radiolyse aux interfaces : ce processus contrôle fortement la vitesse d'altération de la matrice combustible irradié en milieu ouvert insaturé (gaz) ou saturé (eau). Il est donc essentiel de prendre en compte ce phénomène pour prédire les vitesses d'altération de combustibles irradiés en système ouvert. Les résultats de ce sous-programme alimentent en contenu la réflexion sur le développement de modèles d'évolution en milieu ouvert.
- L'élaboration de modèles d'intégration : Les sous-programmes de R&D permettront de mettre en place des modèles d'évolution des combustibles irradiés dans des conditions d'entreposage ou de stockage. Etre à même de prédire l'évolution des colis de combustibles irradiés en condition d'entreposage ou de stockage nécessite cependant de prendre aussi en compte le proche environnement des colis. Il s'agit ainsi d'élaborer un modèle opérationnel incluant les conditions aux limites génériques de type « entreposage » ou « stockage », et de tester l'influence des conditions aux limites sur la validité des modèles. En parallèle, des modèles à peu de paramètres permettant de procéder à des analyses d'échelles et à des dimensionnements sont en cours de développement. L'ensemble de ces modèles fournira ainsi des outils d'analyse et d'aide à la décision pour le pilotage du programme global sur le Comportement à Long Terme du Colis de Combustible Irradié.

5.3.1.3- Critères d'acceptation et Caractérisation des colis de déchets

Pour assurer, avec des procédures de qualité et de traçabilité, la gestion des colis de déchets dans la durée, il faut disposer des connaissances sur ces colis. Ces connaissances contribuent à confirmer l'aptitude du colis à répondre d'une part aux spécifications de stockage géologique de l'ANDRA et d'autre part aux caractéristiques nécessaires pour l'acceptation dans une installation d'entreposage de longue durée. Il importe aussi de pouvoir conserver la mémoire des caractéristiques du colis, dans le cadre des modes de gestion à long terme à considérer, et en tenant compte de la réversibilité. La démarche du programme est centrée sur la gestion (acquisition, maintenance et disponibilité) des connaissances attachées aux colis et sur l'acquisition par la mesure de ces connaissances, avec l'objectif :

- de justifier, à terme, qu'un colis industriel coïncide bien avec le colis type considéré dans les études de conception,
- de garantir la disponibilité des moyens permettant la maîtrise dans la durée des connaissances attachées aux colis nucléaires.

Il importe en effet de disposer des installations et des moyens de mesure (méthodes analytiques de quantification des radionucléides à vie longue à considérer dans les études de sûreté, mesures nucléaires pour le contrôle non destructif) des colis afin d'en déterminer le contenu ou d'en vérifier la conformité (inventaire radioactif, état physique du conteneur et de la matrice, ...).

L'installation Chicade du DESD à Cadarache, avec le nouveau bâtiment Moyenne Activité mis en actif en novembre 1997, et notamment la cellule d'examen sur colis Alceste, contribue utilement à la qualification de ces développements.

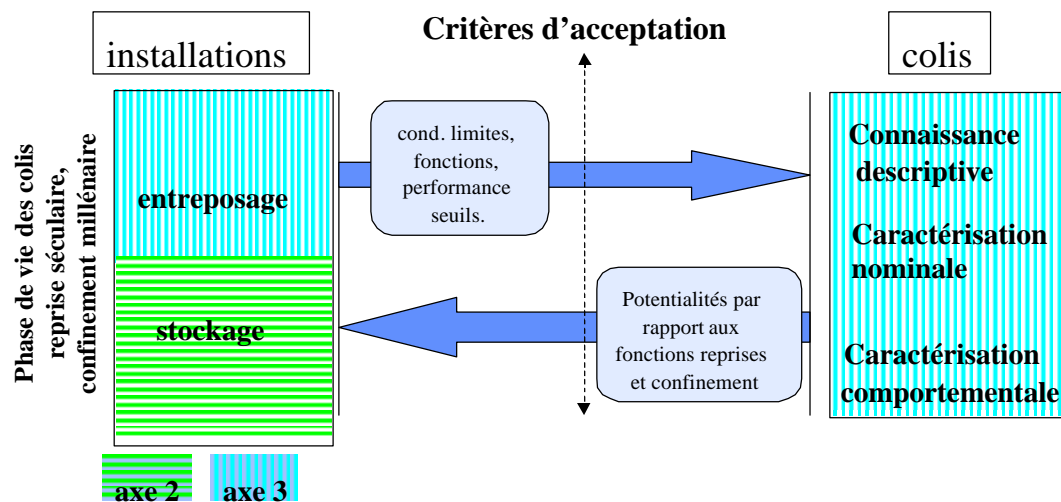


Figure 5.3-VI

5.3.1.3.1- Critères d'acceptation en entreposage de longue durée

Les allocations de performances aux colis ainsi que les critères d'acceptation dans un concept, reposent sur la définition simultanée des colis type et des modules pouvant les accepter, en s'appuyant sur l'analyse de conformité par rapport au référentiel de sûreté, ainsi que sur une analyse des modes de défaillance et de leur probabilité d'occurrence pour les fonctions confinement et reprise des colis. Le processus d'acceptation d'une famille de colis consiste à faire correspondre cette famille à un colis type. L'acceptation d'un colis dans un module d'entreposage repose sur la déclaration par le producteur de son appartenance à une famille de colis définie et sur un contrôle d'entrée de ce colis afin de confirmer son appartenance au domaine de définition attendu.

La définition des critères d'acceptation traduit ce processus en termes de paramètres caractérisables des colis. Une première version des critères d'acceptation en entreposage de longue durée sera produite en 2001. Ils seront mis à jour en 2003 et 2005.

5.3.1.3.2- Procédures de caractérisation

L'objectif du programme est de proposer des procédures de caractérisation permettant l'évaluation des caractéristiques des colis de déchets en vue de leur comparaison avec les critères d'acceptation dans un module d'un concept d'entreposage ou de stockage. L'ensemble des procédures de tests de caractérisation concerne :

- l'évaluation de l'activité, en permettant de la comparer aux limites maximales d'acceptabilité,
- la caractérisation nominale, permettant d'évaluer les caractéristiques physico-chimiques initiales des colis tels que produits,
- la caractérisation comportementale, permettant d'évaluer les performances dans la durée des colis, à comparer avec les performances requises dans les critères d'acceptation.

□ *Procédures d'évaluation de l'activité*

Les procédures d'évaluation de l'activité s'appuient notamment sur la connaissance du comportement dans le procédé de traitement et conditionnement des radionucléides présents en amont. Elles bénéficient aussi directement de la mise en œuvre des moyens de mesure issus des développements de méthodes d'analyses de radionucléides à vie longue et de moyens de mesures nucléaires décrits au § 5.3.1.3.3.

Ce sous programme consiste donc à retenir, pour chaque famille de colis, les moyens d'évaluation de l'activité les mieux adaptés en fonction de la nature du colis.

Les propositions de procédures préliminaires, pour chacune des familles de colis, seront produites en 2001. Elles seront basées sur la connaissance du procédé d'élaboration des colis et décriront les mesures complémentaires utiles à réaliser. Ces propositions de procédures seront mises à jour en 2003, et se matérialiseront par les propositions finalisées en 2005.

□ *Procédures de caractérisation nominale*

La proposition de procédures de caractérisation nominale pour évaluer les caractéristiques physico-chimiques des colis bénéficie de l'adaptation des épreuves techniques applicables aux colis A destinés au stockage de surface. Ces épreuves techniques, existent sous forme de recueil depuis le milieu des

années 1980. Elles permettent d'évaluer les différentes caractéristiques nominales (physiques, mécaniques, pouvoir de confinement, ...) des colis tels qu'issus de leur production industrielle.

Pour les colis B et C, les procédures préliminaires, pour chacune des familles de colis, seront proposées en 2001. Elles seront mises à jour en 2003, et finalisées en 2005, à partir des critères d'acceptation élaborés par les concepteurs des installations de gestion à long terme des colis.

Les procédures de caractérisation nominale s'appuient notamment sur les connaissances :

- du procédé de traitement et de conditionnement, et de sa qualification,
- de sa mise en œuvre industrielle, avec la maîtrise de la qualité en production,

qui permettent de justifier la conformité des colis au référentiel de production, et les paramètres garantis associés au colis.

Les procédures de caractérisation considéreront aussi l'utilisation de mesures, notamment telles que celles qui sont décrites en 5-3-1-3-3, qui peuvent permettre de conforter ou d'améliorer la connaissance sur les caractéristiques des colis.

□ *Caractérisation comportementale*

L'objectif est d'une part de décrire l'évolution au cours du temps des caractéristiques nominales et d'autre part de déterminer la capacité des colis à assurer les fonctions liées à la durée : réversibilité séculaire et confinement millénaire.

L'approche consiste notamment à élaborer, pour chaque colis type, des procédures de tests de caractérisation applicables aux colis industriels, permettant de rendre accessible à la mesure et de déterminer les paramètres représentatifs du comportement à long terme (réversibilité-reprise, confinement). L'élaboration de ces tests s'appuie sur les résultats des études de comportement à long terme des colis, décrits au paragraphe 5-3-1-2.

5.3.1.3.3- Développements de méthodes de mesure

- *Mise au point de méthodes d'analyses de radionucléides à vie longue dans les déchets nucléaires*

Les radionucléides à vie longue ne sont pas en général directement mesurables dans les déchets. Pour y déterminer leur concentration, il est nécessaire de mettre en œuvre des méthodes d'analyse après prélèvement, comprenant les étapes suivantes :

prélèvement d'un échantillon représentatif du déchet,
mise en solution de l'échantillon,
séparation spécifique du radionucléide,
mesure de la quantité du radionucléide, soit par une technique radiochimique, soit par une méthode isotopique.

Les principaux radionucléides à vie longue émetteurs β issus des fissions ou des mécanismes d'activation, importants pour la sûreté, sont les suivants: ^{10}Be , ^{14}C , ^{36}Cl , ^{41}Ca , ^{59}Ni , ^{63}Ni , ^{79}Se , ^{93}Zr , ^{93}Mo , ^{94}Nb , ^{99}Tc , ^{107}Pd , $^{108\text{m}}\text{Ag}$, $^{121\text{m}}\text{Sn}$, ^{126}Sn , ^{129}I , ^{135}Cs , ^{151}Sm . De plus la plupart des émetteurs α sont concernés.

- *Méthodes de mesures nucléaires non intrusives pour la caractérisation radiochimique*

Des développements soutenus sont menés depuis plusieurs années pour améliorer les performances des méthodes nucléaires non intrusives de mesure et de contrôle des colis de déchets. L'objectif est d'accéder à la connaissance des caractéristiques radiologiques des colis en fonction des spécifications des stockages et des critères d'acceptation en entreposage de longue durée.

La R&D est menée à deux niveaux : couplage des méthodes existantes et utilisation d'une source interrogatrice issue d'un accélérateur de particules.

- *Couplage des méthodes de mesures nucléaires pour la caractérisation radiologique*

Pour répondre au besoin d'amélioration de la précision et de la représentativité des mesures on s'appuie sur le couplage des méthodes de mesures nucléaires qui permet :

- la prise en compte des hétérogénéités des colis par la combinaison des méthodes d'imagerie et des mesures gamma ou neutrons,
- la combinaison des méthodes de mesure gamma et neutrons, passives et actives qui permet de bénéficier des sensibilités spécifiques de chacune des méthodes.

Ces recherches sont notamment effectuées en collaboration avec le CODEM¹ et la COGEMA, avec le développement :

- d'un système de mesure des colis d'enrobé bitumineux permettant de trier les colis et de déterminer leur activité. L'installation d'un prototype dans l'installation CHICADE a été réalisée en 2000,
- du poste de mesure nucléaire de l'atelier de compactage des coques de La Hague qui permettra de déterminer les caractéristiques radiologiques des colis CSD-C. Ce système est en cours de test à la Hague.

A partir de 2001 ces études seront poursuivies par le couplage des méthodes de mesures utilisant une source interrogatrice issue d'un accélérateur présenté ci-dessous.

- *Utilisation d'une source interrogatrice issue d'un accélérateur de particules*

Un programme de R&D est mené, notamment dans le cadre d'une collaboration entre le CEA et l'ANDRA, avec le soutien de COGEMA, avec l'objectif d'étendre le champ d'application et les performances des mesures nucléaires (précision, représentativité, possibilité de mesure sur colis irradiants, accès à des informations complémentaires,...). Il concerne aussi bien la caractérisation radiochimique (en particulier les radionucléides difficilement mesurables), que la caractérisation chimique (toxiques chimiques).

Il repose sur la mise en œuvre de différentes techniques, utilisant une source interrogatrice issue d'un accélérateur linéaire de particules, présentées dans l'annexe 6.

¹ CODEM : groupement d'intérêt économique de maîtrise d'ouvrage CEA-EDF-COGEMA, chargé de gérer la mise à l'arrêt définitif, la surveillance et le démantèlement de l'usine UP1 de Marcoule, la reprise et le conditionnement des déchets entreposés sur le site.

- *Méthodes non intrusives d'imagerie pour la caractérisation physique des colis*

L'objectif de ce sous-programme est de développer des méthodes non destructives reposant sur l'imagerie et la tomographie pour la caractérisation physique des colis de déchets afin de permettre le contrôle des colis en liaison avec les spécifications connues ou à définir (caractéristiques du conteneur, de la matrice ou du blocage, homogénéité, présences éventuelle de fissures, de vides, d'eau, ...).

Une première étude sur la transposition de techniques de contrôle non destructif utilisant le rayonnement X à la caractérisation physique de colis de déchets a été menée. Les techniques considérées, présentées dans l'annexe 6, utilisent de même un accélérateur de particules comme source de rayonnement.

Les performances attendues de ces techniques sont en cours d'évaluation par simulation sur différentes géométries et différents types de colis.

Une installation prototype d'imagerie pour les grands volumes et les colis irradiants est en cours de conception. Sa mise en œuvre est envisagée dans l'installation CHICADE à partir de 2001.

5.3.1.3.4- Opérations de caractérisation sur colis réels

Des expertises sont réalisées sur certains colis de déchets pour le compte des producteurs, afin de compléter les dossiers de connaissance par famille de colis, ou pour le compte de la R&D sur le comportement à long terme des colis pour compléter les données comportementales du colis.

Les étapes principales d'une expertise destinée à compléter les dossiers de connaissance sont les suivantes :

- sélection des colis,
- caractérisation physique et radiologique de premier niveau (examens visuels, masse, masse volumique, débit de dose, contamination surfacique),
- caractérisation radiochimique obtenues par mesures non destructives (Spectrométrie gamma, mesures neutroniques),
- caractéristiques radiochimiques et physiques obtenues par moyens destructifs.

Cette étape nécessite l'ouverture des colis sélectionnés et l'examen et le tri des objets présents dans les colis ou leur prélèvement. Des analyses chimiques, physiques et radiochimiques sont ensuite effectuées sur les échantillons prélevés, le matériau d'enrobage et si nécessaire sur le conteneur.

Ces opérations sont réalisées dans les installations ATALANTE pour les colis C, et CHICADE pour les colis B.

5.3.2- Entreposage de longue durée en surface ou en subsurface

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 pour une destination finale.

5.3.2.1- L'entreposage pratiqué industriellement actuellement et capacité de gestion du long terme

L'entreposage des différentes catégories de déchets est depuis une trentaine d'années une réalité industrielle. Les combustibles irradiés sont entreposés dans les piscines des sites des réacteurs ou les piscines de La Hague, en attente de retraitement. Les verres, issus du retraitement, contenant les produits de fission, sont entreposés à sec dans des puits en béton ventilés à Marcoule depuis une trentaine d'années, et à La Hague depuis la fin des années 1980 (installations R7/T7 et E-V sud-est¹). De même, les Suédois disposent d'une installation d'entreposage en piscine à une profondeur d'une cinquantaine de mètres, prévue pour un entreposage d'une quarantaine d'années. Il s'agit du CLAB, mis en service en 1985. L'industrie nucléaire bénéficie aussi d'une expérience d'une trentaine d'années sur l'entreposage des déchets B (faible activité, vie longue) issus du retraitement ou de la fabrication des combustibles, et ne contenant pas une charge thermique importante. Enfin une première installation pour l'entreposage à sec de combustibles irradiés a été mise en exploitation à Cadarache en 1990. Il s'agit de l'installation CASCAD dimensionnée pour accueillir environ 180 tonnes de combustibles irradiés. Le combustible irradié issu du réacteur EL4 y est entreposé, ainsi que des combustibles ayant servi à la propulsion navale.

Toutes ces installations à caractère industriel sont des Installations Nucléaires de Base (INB); l'entreposage y est effectué de manière sûre (décret d'autorisation de création, référentiel de sûreté approuvé par l'autorité de sûreté). Les durées d'exploitation de ces entreposages sont indiquées dans leur dossier de sûreté. A titre d'exemple, le référentiel de sûreté de CASCAD mentionne une durée potentielle d'exploitation de 50 ans.

Les entreposages actuels de déchets conditionnés lors du retraitement des combustibles usés peuvent durer plus de 50 ans selon leurs concepteurs. Une partie des études menées dans le cadre de l'axe 3 a constitué à vérifier cet état de fait.

Une action tripartite CEA-Cogéma-SGN a ainsi été organisée pour apprécier la durabilité du concept développé par SGN d'entreposage des déchets vitrifiés, dans l'atelier E-EV-SE de La Hague.

L'atelier E-EV-SE est disponible pour recevoir les déchets vitrifiés d'EdF, avant leur stockage en formation géologique profonde. Sa capacité est de 4320 conteneurs de verre, équivalent à 10 années de production électronucléaire en France.

Compte tenu des puissances relativement plus faibles des conteneurs, le refroidissement par convection naturelle a été privilégié plutôt que la ventilation mécanique. Les colis sont empilés en puits à double paroi. La circulation d'air se fait entre les parois et ainsi l'atmosphère autour des colis reste stable. La température de l'air reste au dessus du point de rosée.

Un groupe de travail a été mis en place pour étudier les phénomènes de vieillissement des installations (corrosion, bâtiments) et leurs conséquences sur la sûreté. Il examine aussi les modifications qui pourraient être envisagées afin de renforcer à la fois la robustesse des installations et leur surveillance.

¹ Ces installations bénéficient de la grande capacité d'incorporation que présentent les verres et représentent l'équivalent de 10 à 25 tonnes de combustible équivalent entreposés par mètre carré contre 0,1 à 1 t/m² pour les concepts usuels d'entreposage des combustibles usés.

Notamment des procédures de contrôles pourraient contribuer à ces évolutions. Le groupe a également émis des recommandations pour l'entreposage de longue durée. Des durées supérieures de 50 à 100 ans peuvent être envisagées, grâce aux caractéristiques des colis de déchets vitrifiés comme à celles des installations. La durabilité potentielle de l'atelier E-EV-SE est principalement liée à la robustesse du système de refroidissement, à la passivité des principaux équipements et à la limitation du nombre de fonctions allouées à chacun d'entre eux.

5.3.2.2- L'Entreposage de Longue Durée

L'entreposage de longue durée se caractérise par le fait que sa conception, sa réalisation et son mode d'exploitation permettent, dès l'origine, d'envisager un entreposage d'une seule traite sur une durée séculaire contribuant ainsi à accroître l'ouverture et la flexibilité des solutions envisageables pour l'aval du cycle.

Les recherches conduites par le CEA ont donc pour finalité de produire des 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.

Les programmes ont pour but de produire les éléments scientifiques et techniques sur les modes de réalisation et les règles de fonctionnement d'un entreposage de longue durée, ainsi que les bases de connaissances permettant d'établir sa faisabilité, notamment du point de vue de la sûreté.

La production de ces concepts, ainsi que la démonstration de ce potentiel de durabilité, sont du domaine de la Recherche et Développement ; les décisions de réalisation et d'utilisation complète ou partielle de ce potentiel relève des pouvoirs publics et des industriels, quand le Parlement se sera prononcé selon les dispositions de la loi du 30 décembre 1991.

Deux principes directeurs guident l'ensemble des études :

- i) ces entrepôts sont par définition susceptibles de recevoir tous les colis connus,
- ii) Un entreposage, même optimisé pour une durée séculaire, présente par définition un caractère provisoire et n'est pas techniquement destiné à devenir définitif pour des durées multi-millénaires ; il diffère en cela du stockage en formations géologiques profondes qui peut être réversible ou irréversible, mais qui doit par définition être techniquement capable de devenir définitif pour de telles durées.

L'entreposage se distingue du stockage par le fait, qu'étant provisoire, il ne nécessite pas de faire appel, même pour des durées séculaires, aux propriétés de confinement du milieu constitutif du site d'implantation. A contrario, le stockage en formations géologiques profondes s'appuie sur le milieu géologique d'accueil pour être techniquement capable de devenir définitif, le milieu apportant, sous réserve des conclusions des travaux de recherche menées dans le cadre de l'axe 2 de la loi (notamment dans les laboratoires souterrains), le confinement multi-millénaire requis.

En réponse à la demande des pouvoirs publics d'une structuration renforcée de ce domaine de recherche, le projet EtLD¹ "Entreposage de très Longue Durée" a été mis en place au CEA en 1997. Les études présentent un caractère multidisciplinaire et comportent trois volets :

¹ Entreposage de très Longue Durée

- l'étude des concepts d'entreposage (concepts d'installations et de familles de conteneurs) ; elle inclut les études de sûreté, d'évaluation économique, d'interface avec les autres installations du cycle et la quantification des indicateurs de durabilité,
- les développements technologiques spécifiques de composants particuliers, sollicités par la longue durée d'entreposage ; ils nécessitent une conception et une qualification spécifique, utilisant des démonstrateurs et bancs de qualification,
- la recherche en support à la démonstration scientifique afin d'établir les connaissances nécessaires à la démonstration des performances en termes de robustesse et de durabilité de l'entreposage, avec notamment l'étude du comportement des matériaux d'infrastructure en température et en durée. L'objectif est de pouvoir disposer d'un code de calcul qualifié décrivant les phénomènes Thermo-Hydro-Mécanique et Chimique (THMC) et les domaines de fonctionnement temps-température admissibles pour les différents types de matériaux considérés dans les concepts.

L'étude des phénomènes, l'acquisition des données expérimentales et la qualification d'un code de calcul s'appuient sur trois échelles d'expérimentation :

- maquettes de dimensions décimétriques, afin de déterminer les propriétés de base de chaque matériau à considérer,
- maquettes de dimensions métriques (béton, géomatériaux) pour étudier les phénomènes couplés du champ proche,
- expérimentation de dimensions décimétriques pour étudier le champ THMC moyen (galerie en subsurface) et faire une qualification globale multi-échelle du code.

La réflexion inclut la comparaison entre deux options :

- la reconduction de nouveaux entreposages par périodes successives,
- la réalisation d'installations ayant, de par leur conception, le potentiel technique à assurer d'une seule traite l'entreposage pendant des durées pouvant s'étendre sur une durée séculaire.

En février 1998, le gouvernement a demandé au CEA, en plus des études sur l'entreposage en surface des déchets de haute activité et à vie longue, de considérer aussi l'entreposage en subsurface.

Un rapport détaillé évaluant la faisabilité d'un tel entreposage a été remis en novembre 1998 au Gouvernement qui en a approuvé les principales orientations. Ce rapport a souligné notamment que :

- l'entreposage en subsurface est une installation nucléaire de base, techniquement assimilable à l'entreposage en surface, qu'il serait utile de concrétiser, afin d'explorer tous les axes de la loi Bataille,
- l'entreposage en subsurface doit s'accompagner d'un programme de recherche sur les modes de refroidissement permettant d'évacuer la puissance thermique des colis,
- les caractéristiques d'un site susceptible d'accueillir un entreposage de subsurface sont suffisamment générales pour que de nombreux sites potentiels existent en France.

Il a mandaté le CEA pour mener ces études selon le planning présenté au paragraphe 5.3.2.2.1.

L'ensemble des recherches sur l'entreposage, en surface ou en subsurface, est conduit avec l'objectif de fournir au Gouvernement des résultats lui permettant de disposer d'une réelle possibilité décisionnelle sur le choix de sites et de concepts d'entreposage de longue durée à partir de 2006.

5.3.2.2.1- Objectifs et principaux jalons du projet EtLD

Compte tenu de la maîtrise industrielle déjà acquise dans le domaine de l'entreposage, la notion de longue durée passe en premier lieu par une optimisation de la conception, et par la spécification d'un certain nombre de règles de fonctionnement et l'amélioration de certaines connaissances. La démarche repose sur l'instruction de deux types de dossiers : i) l'homologation d'un entrepôt à 300 ans et ii) l'acceptation d'un colis pour la longue durée.

Les principales phases prévues pour les recherches sur l'entreposage de longue durée en surface ou en subsurface, inscrites dans l'échéancier du programme de recherche de la loi de 91, sont les suivantes :

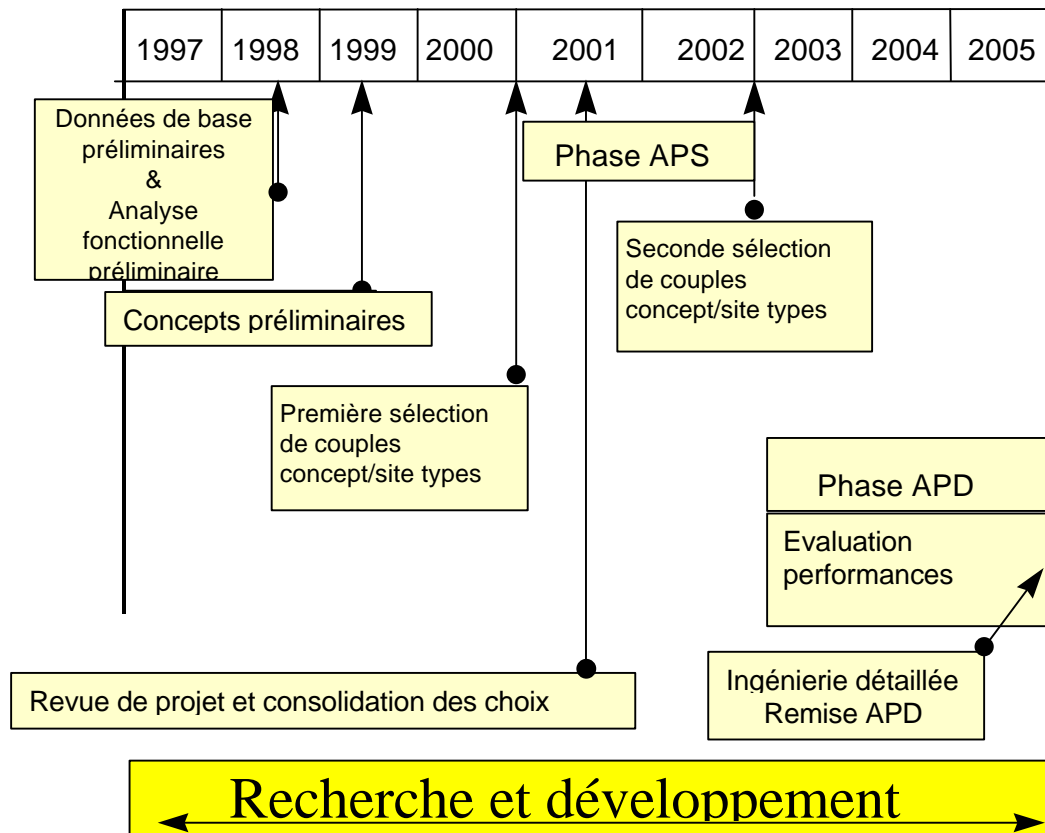
- 1999-2000 : études génériques permettant d'identifier des régions-types , à l'échelle du territoire métropolitain, incluant une analyse à granulométrie plus fine dans le Gard, et permettant de proposer des concepts préliminaires d'entreposage, en les associant à des familles de régions-types. Les dossiers produits à l'issue de ces études ont pour objectif de permettre au gouvernement d'effectuer une première orientation du programme par la sélection de couples concepts/sites dans des régions-types. Elles auront permis de définir la structuration des études en trois pôles : intégration-concepts, technologie de la longue durée, recherche.
- 2001-2002 : études d'avant-projets sommaires (APS) sur les couples concepts/sites retenus par le Gouvernement, en vue d'asseoir la faisabilité des concepts dans leurs sites potentiels d'accueil. Cette phase des études comprendra une analyse plus approfondie des concepts, et certaines activités techniques sur le terrain. Elle permettra de proposer au Gouvernement en 2002 une sélection réduite de couples concept/sites types.
- Etudes d'avant-projets détaillés (APD) sur des couples concepts/sites types retenus par le Gouvernement en 2002, aboutissant à la définition technique des entreposages, et de leurs interfaces avec l'environnement socio-industriel. Ces études permettront de caractériser chacune des options retenues en termes de performances techniques, de sûreté et d'évaluation de coût.

Les programmes de R&D sont conduits pour aboutir, au rendez-vous de 2006, à la démonstration de la faisabilité technique et à l'évaluation économique, et non pas comme une phase préliminaire de développement et de déploiement industriel.

Sur toute la période 1999-2005, les actions de recherche et développement menées dans le cadre de l'axe 3 apporteront les éléments nécessaires aux différents volets d'études sur l'entreposage de longue durée : étude des conditionnements, développements techniques importants sur les conteneurs, étude du comportement à long terme des colis.

D'autres aspects sont à prendre en compte dans la conception de l'entreposage, notamment la thermique, la tenue des matériaux, la corrosion, les techniques de surveillance et les études parasismiques. Une attention particulière sera portée aux phénomènes physiques conditionnant le comportement thermique et sismique des concepts d'entreposage en subsurface. Il est envisagé d'étudier expérimentalement, dans les centres de recherches du CEA, l'aléa sismique, à partir de 2000, et de réaliser, à partir de 2002, des expérimentations scientifiques in situ destinées à l'étude générique du comportement thermique de matériaux géologiques-types de subsurface.

Le planning qui suit présente les principales phases de déroulement du projet :



Planning d'ensemble du projet EtLD

5.3.2.2.2- Etude des concepts d'entreposage de longue durée

5.3.2.2.2.1- Nature des concepts d'entreposage en surface ou en subsurface

Douze images conceptuelles préliminaires ont été élaborées lors de l'analyse fonctionnelle conduite en 1997 et 1998, cinq pour la surface à partir du 2^{ème} semestre 1997 et sept pour la subsurface à la suite du comité interministériel du 2 février 1998.

En novembre 1998, un rapport a été remis au Gouvernement, à la suite de sa demande, évaluant la faisabilité d'un entreposage de subsurface sur les plans scientifiques, techniques et juridique.

Sur le plan juridique, il importe de souligner qu'en dehors des recherches relatives à la séparation/transmutation (axe 1), les recherches prévues par les axes 3 et 2 de la loi du 30.12.91 s'articulent respectivement autour de deux concepts :

- d'une part "l'entreposage, qui a un caractère par définition provisoire, et qui n'est pas techniquement capable d'être définitif pour les durées multi-millénaires requises par la gestion des déchets à vie longue,

- b) d'autre part " le stockage en formations géologiques profondes " qui peut être réversible ou irréversible, mais qui doit par définition être techniquement capable de devenir définitif pour de telles durées.

L'entreposage se distingue du stockage par le fait, qu'étant provisoire il ne nécessite pas de faire appel, même pour des durées séculaires, aux propriétés de confinement du milieu constitutif du site d'implantation. A contrario, le stockage en formations géologiques profondes s'appuie sur le milieu géologique d'accueil pour être techniquement capable de devenir définitif, le milieu apportant, sous réserve des conclusions des travaux de recherche menés dans le cadre de l'axe 2 de la loi, le confinement multi-millénaire requis.

De ce point de vue, l'entreposage en subsurface ne se distingue pas de l'entreposage en surface puisqu'il n'est pas destiné à revêtir un caractère définitif. Les techniques d'entreposage en subsurface apparaissent alors comme des modalités parmi d'autres pour matérialiser la fonction entreposage longue durée au voisinage de la surface (quelque dizaines de mètres) aussi bien au dessous (creusement en plaine) qu'en dessus (creusement à flanc de relief). Dès lors, on peut considérer que l'entreposage en subsurface est une installation nucléaire de base dont l'étude rentre dans l'axe 3 de la loi en ceci qu'il constitue une modalité de l'entreposage et qu'il est techniquement assimilable à l'entreposage en surface.

L'analyse des douze concepts préliminaires a permis un regroupement en quatre concepts intégrateurs à partir des premières images conceptuelles de 1997 et 1998 :

- entreposage en subsurface
 - en relief en roche dure, avec le concept CERTI⁽¹⁾,
 - en relief en plaine, avec les concepts CEVEN⁽²⁾ ou COFRE⁽³⁾ enterrés,
- entreposage en surface, avec les concepts CENTAURE⁽⁴⁾, CEVEN ou COFRE en surface

5.3.2.2.2- Le conteneur au cœur de la stratégie

Pour les colis qui ne sont pas définis à ce jour, le conteneur apparaît comme l'élément central du dispositif. Il est l'objet manutentionné élémentaire. La caractérisation du déchet est nécessaire, mais le conteneur doit augmenter la tolérance vis-à-vis du déchet en facilitant la démonstration de durabilité, en découplant autant que possible les phases de vie " entreposage " de la phase de vie " production et transport ". Il faut spécifier comment il s'adapte à tous les modes de gestion envisagés. Il détermine d'autre part les paramètres que l'installation doit maintenir et surveiller.

Pour atteindre ces objectifs, une stratégie est de concevoir les conteneurs en plusieurs enveloppes ; un étui qui assure un premier niveau de fonctionnalité, notamment vis-à-vis de la manutention et du confinement, et un conteneur contenant plusieurs étuis. Cette stratégie permet à la fois une répartition optimisée des fonctions et une meilleure flexibilité vis à vis des exigences de gestion. Elle est à l'étude pour le combustible irradié et pour les déchets B en vrac.

Un premier exemple d'étude concerne un conteneur multi-usage (CMU) pour le combustible irradié (figure (5.3) VII). Pour augmenter la tolérance vis-à-vis de la tenue à très long terme de la gaine du combustible irradié, ce dernier est placé dans un étui, étudié pour être compatible avec le retraitement. Quatre étuis sont placés dans un conteneur dont la compatibilité avec le stockage géologique est recherchée. Enfin, un surconteneur assurant la protection biologique contiendra 4 conteneurs et sera

⁽¹⁾ CERTI : Concept d'Entreposage en Relief Tout Inventaire

⁽²⁾ CEVEN : Concept d'Entreposage en VEntillation Naturelle

⁽³⁾ COFRE : Conteneur Fixe, Refroidissement Evolutif

⁽⁴⁾ CENTAURE : Concept d'Entreposage A Usage Régional

l'unité mise en entreposage. Cette configuration pourrait être déployée avec une grande souplesse dans le temps pour s'adapter aux stratégies entreposage, retraitement, stockage dans de bonnes conditions techniques (le combustible n'est jamais remis à nu). L'étui permet de limiter les conséquences des modifications de gestion du parc sur le comportement à long terme de la gaine.

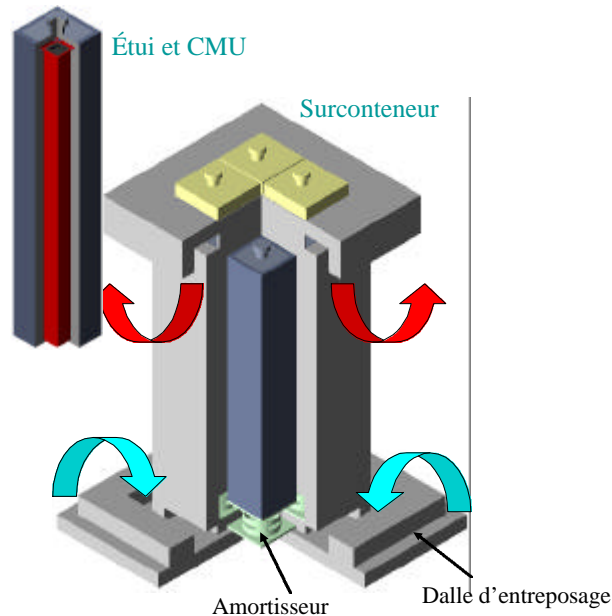


Figure 5.3-VII : exemple d'un conteneur multi-usage (CMU) en cours d'analyse

La stratégie de continuité entre l'entreposage et le stockage est en cours d'évaluation en terme de bilan avantages / inconvénients, conjointement par le CEA et par l'ANDRA.

Stratégie conteneur CI : compatibilité stockage

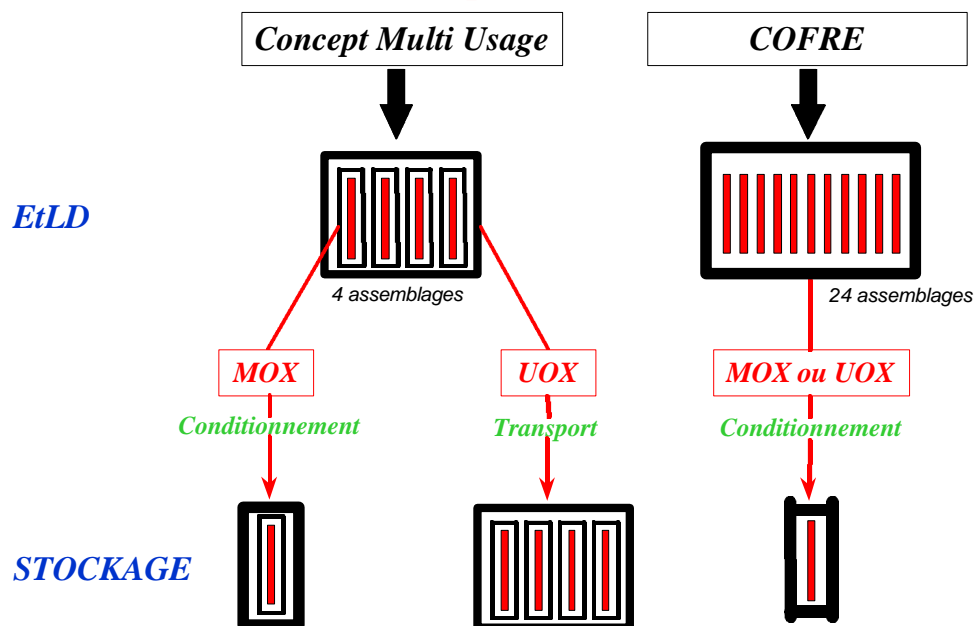


Figure 5.3-VIII : flexibilité offerte par le CMU vis-à-vis du choix de filière d'entreposage

La validation des choix de matériaux et de technologies est un objectif qui passe d'une part par le développement de bancs d'endurance et de procédures associées et d'autre part par la capacité à surveiller en fonctionnement (ceci implique un programme de recherche adapté, notamment vis-à-vis des études de corrosion). La production d'une image intégrée est également nécessaire pour aborder simultanément l'analyse du système (matériaux / technologies / environnement / conditions d'usage), l'analyse des compatibilités dans les différentes phases de vie, l'analyse de la qualité dans les procédés de fabrication industrielle (fiabilité des technologies), de conditionnement (remplissage, fermeture), de mise en entreposage (surveillance au chargement, en phase d'attente) et l'analyse des critères d'acceptation à l'entrée et les procédures de sortie (minimiser les réouvertures ...).

D'autre part, on étudie aussi un conteneur de déchets B¹, qui pourrait limiter le nombre de familles de colis dont l'étude est menée en privilégiant le choix de matériaux compatibles avec la grande variété chimique des déchets B. Le concept considéré est de type multi-enveloppes et tel que la fonction de confinement puisse être assurée par le conteneur lui-même.

5.3.2.2.3- La sûreté et la durée

5.3.2.2.3.1- Réflexions préliminaires

a) Homologation d'un entrepôt pour 300 ans

L'homologation « longue durée » atteste de la capacité technique d'une installation à maintenir, pour une durée pouvant s'étendre jusqu'à trois cents ans, les fonctions qui permettent l'entreposage, puis la reprise, en conditions sûres de colis de déchets répondant aux critères d'acceptation.

Cette homologation reposera sur la production des preuves techniques de la durabilité et de la maintenabilité des composants pour garantir la pérenité des fonctions qui permettent notamment l'enchaînement de phases « actives » et « passives » de gestion de l'entreposage.

La phase active correspond aux opérations de chargement et de reprise des colis. Toutes les fonctionnalités sont alors opérationnelles et le fonctionnement de l'installation est identique à celui des entrepôts industriels existants.

La phase passive correspond aux périodes de mise en attente des colis. Les fonctionnalités sont alors réduites et concernent essentiellement la surveillance. Cette phase caractérise l'entreposage de longue durée par rapport à l'entreposage industriel existant : elle répond au double but de minimiser les charges d'exploitation et de maximiser la robustesse de l'installation. A cette phase d'attente est explicitement associée une durée faisant l'objet d'une argumentation technique et une notion de délai de préavis nécessaire avant le retour à la phase active. La surveillance en phase passive peut également conduire à un retour à la phase active sur constat d'écart par rapport au domaine de fonctionnement autorisé.

b) Acceptation du colis pour la longue durée

Le colis est constitué par l'ensemble d'un objet manutentionnable et de son dossier de connaissances descriptives et comportementales. Il lui est attribué, pour chaque concept d'entreposage, des fonctions telles que le confinement des radionucléides la capacité à être surveillé, manutentionné, la résistance mécanique..., ainsi qu'une allocation de performance dans le module d'entreposage correspondant, et ses conditions d'environnement.

En phase active, tout colis produit suivant des spécifications définies est potentiellement acceptable comme dans un entrepôt classique. C'est la démonstration du bon comportement à long terme d'un colis qui permettra la délivrance de l'autorisation de passage en phase d'attente pour une durée à évaluer qui

¹ Conteneur CUBE ;

pourra augmenter au fur et à mesure de l'accroissement des connaissances et du retour d'expérience. On dispose ainsi d'un processus décisionnel continu à partir d'un point de fonctionnement existant : l'entreposage au sens classique. L'enjeu reste la minimisation des charges induites par la gestion de ce colis et la maximisation de la robustesse.

c) Evaluation d'un indicateur de robustesse

Parmi les approches retenues, il est prévu d'étudier les conséquences de scénarios dégradés et d'évaluer un indicateur de performance/robustesse des concepts en étudiant notamment :

- un scénario hors dimensionnement d'abandon de l'installation par la société pendant une certaine durée, avec plusieurs niveaux de gravité : plusieurs dizaines d'années, 100 ans, 1000 ans ;
- un scénario de perte de maîtrise technique limitée dans le temps à quelques jours, un an ou dix ans ; ce scénario pourrait éventuellement être pris en compte dans le dimensionnement.

5.3.2.2.3.2- Principes directeurs

Au stade actuel des études de concepts d'entreposage de longue durée, la sûreté est abordée de manière relativement générique. L'analyse repose classiquement sur une défense en profondeur constituée de lignes de défense qui présentent différentes natures et peuvent se décliner en barrières physiques de confinement, en limitation des causes, en protection contre les effets, ou encore en surveillance. L'entreposage étant par définition sous contrôle de la société, les lignes de défense ne sont pas réduites à des barrières physiques mais reposent également sur :

- la prévention des risques à la conception et en exploitation,
- la surveillance et la définition d'actions correctives en cas d'anomalie détectée,
- la limitation des conséquences en cas d'incident.

La démarche guidant les études relatives à la sûreté de l'entreposage de longue durée a été présentée, pour une première information, à la DSIN en octobre 99.

Plus généralement, afin de pouvoir évaluer l'impact d'accidents susceptibles d'intervenir dans les installations d'entreposage de longue durée en surface ou en subsurface, le CEA a engagé la réalisation d'une plate-forme de simulation numérique des phénomènes comportant notamment les modélisations suivantes :

- comportement à long terme des colis,
- phénomènes couplés (thermiques, mécaniques, hydrauliques, chimiques) dans l'environnement direct des colis,
- migration dans la géosphère et/ou l'atmosphère (transferts liquides ou gazeux),
- migration dans la biosphère,
- impact sur l'homme et l'environnement.

Phases actives – phases passives

Le fonctionnement d'un entreposage de longue durée repose sur l'alternance de phases de chargement et de reprise, qui sont des phases actives qui ne se distinguent pas du mode de fonctionnement d'un entreposage usuel et qui bénéficient donc d'une analyse de sûreté classique, et de phases d'attente, spécifiques de l'entreposage de longue durée, par définition très passive.

Une spécificité de l'analyse de sûreté de l'entreposage de longue durée réside donc dans l'évaluation de la phase d'attente et dans la succession pendant une longue durée de phases actives et passives.

– *La sûreté en phase active :*

Du point de vue de la sûreté, les phases actives successives s'inscrivent dans le cadre classique d'une installation en exploitation.

La spécificité de l'entreposage de longue durée est de garantir, dès la conception, la maîtrise continue, pendant au plus 300 ans, de la reprise de tous les colis entreposés.

– *La sûreté en phase passive :*

La phase d'attente est caractérisée par un mode de gestion optimisant la robustesse du système en minimisant les fonctionnalités, en limitant les présences et interventions humaines, l'interaction avec l'environnement, l'utilisation de fluides ..., en maximisant la passivité. Pendant cette phase d'attente, des moyens de surveillance permettent de contrôler l'évolution du système de manière à s'assurer que le vieillissement des composants est conforme aux prévisions. La surveillance, qui a pour objectif la prise de décision, doit donc être optimisée pour permettre à tout moment de mesurer avec une anticipation suffisante l'écart aux prévisions initiales sur le vieillissement. Elle repose techniquement sur un ensemble de mesures en ligne, permettant des diagnostics continus, ainsi qu'un ensemble de mesures en batch.

Le conteneur

Parmi les objectifs de sûreté impartis au conteneur, certains sont liés à la longue durée. Ainsi, le retour d'expérience sur la gestion des déchets anciens du CEA a montré l'importance de la redondance des moyens de préhension, sans mode commun d'altération. Enfin, la capacité à démontrer la pérennité des fonctions primordiales telles que le confinement et l'intégrité mécanique repose sur des dossiers de synthèse de connaissance et de retour d'expérience qui seront au cœur des processus d'autorisation liés à la longue durée. A titre d'exemple de cette démarche pour le combustible irradié, la gaine est aujourd'hui considérée comme une barrière qui nécessite un environnement garantissant une température maximale de 350°C. Ce paramètre est un facteur limitant au dimensionnement mais aussi en cas de perte de refroidissement. La R&D en cours a pour objet d'élargir la tolérance vis-à-vis de cette contrainte soit par une meilleure connaissance du comportement de la gaine à de plus fortes températures (stratégie de démonstration), soit en suppléant à la gaine par un étui (stratégie de durcissement).

Les aspects de sûretés liés à la criticité

Du point de vue de la sûreté, l'entreposage de combustibles usés nécessite de maîtriser le risque de criticité en contrôlant :

- la composition de la matière (composition initiale [UOX ou MOX], taux de combustion et sa distribution dans l'assemblage, ...), et son environnement direct (matériaux absorbants, ...),
- la non présence d'eau,
- la géométrie du milieu d'accueil des colis contenant la matière fissile.

Comme pour l'ensemble des autres risques, l'étude de sûreté repose sur une analyse portant d'une part sur le déploiement de la stratégie applicable aux Installations Nucléaires de Base (INB), classiques et d'autre part sur l'identification des aspects intrinsèquement liés à la longue durée.

Enfin les études de concepts, s'appuyant sur les calculs de criticité, produiront les options de configurations de matériaux et géométrie sûres vis à vis du risque de criticité, pour tous les scénarios à considérer.

Prise en compte de la protection physique et maîtrise des matières nucléaires et des risques de prolifération

Une installation d'entreposage de colis radioactifs est une INB, et les dispositions concernant la protection physique et la maîtrise des risques de prolifération lui sont applicables, comme à toutes les INB.

L'installation doit pouvoir permettre la protection physique des matières nucléaires en satisfaisant à la législation nationale en vigueur qui reprend, au plan français, une grande partie des recommandations du document de l'AIEA INFCIRC/225/rev.4 qui est un recueil de recommandations visant à aider les Etats à prendre des dispositions pour minimiser les possibilités de vol, de détournement ou de sabotage des matières nucléaires.

Ces dispositions doivent être définies, autant que possible, au stade le plus précoce de la conception de l'installation.

Le projet EtLD intègre ces aspects dans son plan de développement.

5.3.2.2.3- Développements technologiques spécifiques : Constituants Systèmes Critiques

La dimension “ longue durée ” de l'entreposage étudié dans le cadre de l'axe 3 nécessite d'identifier les constituants systèmes critiques qui nécessitent des études de R&D orientés vers la démonstration technologique et qui se matérialiseront par la réalisation de démonstrateurs qualifiés sur bancs tests.

Ils concernent notamment :

- le système conteneur et sa fiabilité : procédé industrialisable, fermeture-ouverture-étanchéité, transition eau-sec...,
- le puits d'accueil des conteneurs : puits robuste multi-enveloppes, redondance d'accès et de reprise, fiabilité et surveillance, maintenance des amortisseurs de chute et des fermetures,
- l'infrastructure (métal, béton, matériaux d'environnement) : définition des protocoles de caractérisation ou d'acceptation des matériaux ou technologies, de mise en œuvre, de surveillance et maintenance,
- les systèmes de refroidissement évolutif, flexible et robuste : i) aéraulique passive, avec prise en compte, au dimensionnement, de la condensation ii) caloduc-évaporateur-condenseur avec notamment la fiabilisation des contacts thermiques, les aspects maintenance et durabilité,
- la technologie des systèmes de surveillance pour la longue durée, non intrusive et sans fragilisation du confinement, garantissant des signaux représentatifs interprétables dans la longue durée (méthodes nucléaires, mesures d'interface pour la corrosion, ...).

L'objectif de ces études est la fourniture d'une technologie de la longue durée intégrant dans une même cohérence le développement de solutions technologiques industrielles et les modalités (méthodes et moyens d'épreuves associés à des indicateurs) de qualification des technologies qui seront proposées et utilisées lors de la réalisation d'un ELD.

Pour ce faire, une partie expérimentale permettra de déterminer, par des essais sur éprouvettes le cas échéant, les propriétés de base des matériaux (type loi de fluage, caractéristiques mécaniques, résistance à la corrosion) et, par des essais sur maquettes à différents niveaux d'intégration et à différentes échelles, le comportement du constituant considéré et de ses sous-systèmes soumis à des contraintes aussi représentatives que possibles d'un ELD.

5.3.2.2.4- Les programmes de recherche en support à la démonstration de performance

La définition de modes d'entreposage implique une analyse large visant à recenser et à organiser les données dimensionnantes du système d'entreposage défini comme un ensemble de quatre sous-systèmes : colis (déchets ou combustibles irradiés), conteneurs, entrepôt, site.

Les recherches sur le comportement à long terme des colis (comportement en entreposage de longue durée, aptitude à la reprise des colis, aptitude à représenter durablement la première barrière de confinement dans toute installation de gestion à long terme des colis HAVL) sont menées dans le cadre du projet CLTC, décrit au paragraphe 5.3.1.2, et qui fournit ses résultats au projet EtLD.

La conception des conteneurs pour l'entreposage (interface avec les autres installations, adéquation sur les systèmes de l'entreposage de longue durée, reprise à long terme, compatibilité potentielle sur le stockage profond) relève des concepts (§5.3.2.2.3), bénéficie des développements technologiques étudiés autour des constituants systèmes critiques (§5.3.2.2.5), et la R&D concernant la corrosion est menée dans le cadre du projet CLTC.

En ce qui concerne les concepts d'entrepôts et les sites, la recherche est focalisée sur deux aspects : la thermique d'une part, la sismique d'autre part.

La thermique

Pour les colis chauds, l'évacuation de la puissance thermique est une fonction importante pour la sûreté. Pour les entreposages de longue durée, de subsurface et de surface, on peut utiliser des modes de refroidissement en piscine ou par ventilation forcée ou naturelle, qui répondent à l'objectif de refroidissement des colis.

On doit aussi étudier un mode de refroidissement particulièrement passif cohérent avec l'objectif de la longue durée : la conduction. En effet, en l'absence de ventilation d'un entreposage, par arrêt volontaire ou intempestif, l'infrastructure chauffée par les colis doit continuer à évacuer la chaleur, dans des conditions qui assurent la sûreté et la possibilité de reprise à terme des colis. Le mode de refroidissement associé, la conduction dans les matériaux d'infrastructure (béton ou roches de subsurface), est particulièrement passif et robuste. Il entraîne néanmoins des élévations fortes des températures de ces matériaux, qui sont des milieux poreux et qui peuvent être sujets à des évolutions chimiques et structurales.

Le programme scientifique REPO¹ a été engagé, en collaboration notamment avec l'Ecole Nationale des Ponts et Chaussées, l'Université de Montpellier, EDF, l'Ecole des Mines de Paris, l'Université de Cergy-Pontoise, etc., pour élaborer un modèle de comportement thermo-hydro-mécano-chimique (THMC) en fonction de la durée et de la température des matériaux de structure et d'accueil, avec des expérimentations à fin de validation scientifique. Il permettra notamment de déterminer les températures réellement admissibles pour les matériaux susceptibles d'être sollicités thermiquement, dans une installation d'entreposage de longue durée, en surface ou en subsurface, afin d'une part de pouvoir optimiser la conception et les principes d'exploitation (compacité, acceptation de colis plus chaud, passage plus rapide en phase passive) et d'autre part, du point de vue de la sûreté, maîtriser les risques associés à un arrêt des systèmes de refroidissement des colis. Il est pour cela nécessaire d'identifier les lois de comportement des phénomènes couplés thermo-hydro-mécaniques et chimiques, et de déterminer les paramètres gouvernant le comportement des matériaux en réponse notamment i) aux contraintes mécaniques dues aux dilatations thermiques différentielles ou empêcher, ii) aux surpressions d'eau

¹ Refroidissement POLyphasique

interstitielles et de vapeur, iii) aux contraintes de retrait dues au séchage des matériaux, iv) à la perte de cohésion par déshydratation.

Les études concernent les matériaux de structure et d'accueil d'un entreposage de longue durée : les bétons d'infrastructure (surface ou subsurface) et les roches d'accueil d'un entreposage en subsurface. Elles comprennent le développement d'un modèle de comportement THMC applicable aux différents concepts et à tous les types de milieux géologiques d'accueil à considérer, ainsi que des expérimentations (à l'échelle décimétrique, métrique et décamétrique).

Ces expérimentations permettront d'une part d'acquérir les données caractéristiques des matériaux concernés, et d'autre part de valider scientifiquement, de façon générique et à une échelle représentative, le modèle THMC développé dans le cadre de REPO, applicable, à tous les types de milieux géologiques d'accueil. Elle permettront également de définir et qualifier les méthodes et protocoles des opérations de caractérisation, à conduire sur les sites-cibles (calcaires, marneux, granitiques,...) envisageables pour la réalisation d'une installation d'entreposage de longue durée, qui permettront de déterminer les grandeurs représentatives du site considéré, qui seront à introduire dans les simulations THMC utilisant les modèles REPO.

La sismique

Les études sur la sismique ont souligné l'importance d'un sujet scientifique, étudié à l'échelle internationale : l'étude de l'influence bénéfique de la profondeur sur l'amplitude du séisme. L'enjeu à terme est de transformer ces connaissances scientifiques en marges réelles de dimensionnement pour les structures en subsurface, en référence aux normes sismiques existantes pour la surface.

Le CEA dispose de codes de calcul prédisant l'influence de la profondeur sur l'amplitude des mouvements sismiques. La validation de ces codes se fera à travers l'analyse des signaux sismiques naturels continûment enregistrés en profondeur sur un site dont la géologie doit être bien connue. A cette fin le CEA prévoit entre autres d'instrumenter un puits sur le site de Marcoule afin de confirmer une modélisation sismologique de site, dans les premiers niveaux de profondeur.

5.3.3- Appréciation de la pertinence des recherches

La pertinence des programmes de recherche menés au titre de l'axe 3 est appréciée ci-après en regard des critères proposés au chapitre 3. Pour cette analyse, on reprend les grandes catégories précédentes.

5.3.3.1- Conditionnement et Colis

Pertinence

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

Protection de la nature, de l'environnement, de la santé et prise en considération des droits des générations futures sont au cœur de ces recherches qui visent le confinement des déchets nucléaires. L'adaptation et l'amélioration des matrices actuelles de conditionnement et l'étude de leur comportement à long terme contribuent en effet à une protection optimale des populations et de l'environnement.

Le conditionnement réversible des combustibles irradiés non retraités permet, associé à l'entreposage, l'ouverture des options : reprise et retraitement pour recyclage ou pour conditionnement des radionucléides, ou bien stockage direct.

Le conditionnement au sein de matrices à très haute durabilité des produits de fission à vie très longue et potentiellement plus mobiles en conditions de stockage géologique, peut constituer une approche complémentaire à celle de leur transmutation si celle-ci se révélait moins attractive. Il en va de même pour le plutonium, à l'issue d'étapes successives de multirecyclage - incinération.

Les études de comportement à long terme doivent apporter des ordres de grandeur fiables sur les prévisions de durabilité des performances de confinement (en stockage ou en entreposage, en situation normales ou dégradées). La connaissance, et la preuve, d'une grande durabilité de l'intégrité des colis est un élément important tant pour la réversibilité que pour la protection de l'environnement.

La caractérisation des colis et la constitution des dossiers de connaissance contribuent à la mémoire des caractéristiques des colis, qui doit nécessairement accompagner leur gestion à long terme.

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

Le conditionnement des déchets de haute activité et à vie longue est une opération coûteuse mais nécessaire s'ils doivent être stockés. Les traitements préalables de réductions de volume sont a priori favorables en matière de coûts (incinération, vitrification par torche à plasma, compaction, décontamination). L'ensemble s'intègre dans une démarche industrielle solide.

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

Le conditionnement de combustibles usés pour le stockage est étudié dans la plupart des pays nucléaires. L'extension des procédés de vitrification à de nouveaux déchets est largement étudiée (USA), de même que les céramiques et matrices minérales (Australie, Japon, Russie...). Les études de comportement à long terme des colis de déchets, en entreposage ou en stockage, représentent un thème générique pour la gestion des déchets nucléaires.

Moyens

- *Existence et compétence des équipes*

Les compétences scientifiques des équipes concernées (physico-chimie, matériaux, radioactivité, modélisation) existent et vont de pair avec la maîtrise de technologies de conditionnement développées industriellement par EDF, COGEMA,... Le CNRS contribue à ces travaux, notamment dans le cadre du GDR NOMADE.

- *Disponibilité des moyens techniques nécessaires*

Les travaux de R&D en actif sont principalement menés sur deux installations :

- ATALANTE/DHA, dont l'autorisation de mise en actif est attendue en 2000 à Marcoule pour les colis de déchets C et en particulier les colis de déchets vitrifiés. L'installation ATALANTE est à l'annexe 4.
- CHICADE à Cadarache pour les colis de déchets B.

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

Les programmes de développement de nouveaux procédés de conditionnement sont jalonnés par la faisabilité scientifique (2000-2001), la faisabilité technique (2004-2005) et l'évaluation de faisabilité industrielle pour 2006.

- *Disponibilité du financement nécessaire*

Les recherches sont très largement incluses dans les nouveaux segments du CEA "Traitement et Conditionnement des Déchets" (domaine décrit dans le paragraphe 5.3.1.1) et "Entreposage de Longue durée" (pour les domaines concernant le comportement à long terme et la caractérisation des colis, décrits dans les paragraphes 5.3.1.2 et 5.3.1.3). Une part des financements (30% en 99)

provient de COGEMA, EDF, de l'Union européenne et d'accords divers. Ce domaine est en croissance en 1999.

5.3.3.2- L'entreposage de longue durée

Pertinence

- *Pertinence vis-à-vis des principes énoncés à l'article 1 de la loi du 30 décembre 1991*
La voie entreposage de longue durée prend en considération les droits des générations futures au sens où ce mode de gestion est très orienté vers la réversibilité, et donc vers l'ouverture des choix. Elle permet de disposer du temps nécessaire pour mettre en œuvre une solution définitive. Il importe que les installations correspondantes soient conçues pour allier une grande robustesse à une charge réduite d'exploitation et de surveillance. En corollaire, la voie entreposage de longue durée nécessite toujours à terme, pour les générations futures, des décisions et des actions.
- *Evaluation préliminaire de la complexité et des coûts des solutions industrielles*
L'entreposage des déchets est aujourd'hui l'état de fait en matière de gestion des déchets à haute activité et à vie longue. Pour la longue durée, un élément supplémentaire d'appréciation pourrait résulter de la nécessité de reconditionner certains déchets anciens après une phase d'entreposage. Les réflexions et les évaluations économiques incluront la comparaison entre les deux approches : reconduction par périodes successives, et réalisation d'installations ayant la capacité technique, inscrite dès l'origine dans leur cahier des charges, à assurer l'entreposage des colis dans la longue durée.
- *Position des recherches et des réalisations au plan international*
De nombreux entreposages industriels sont en exploitation à l'étranger. L'étude d'une voie de gestion "entreposage de longue durée en surface" inscrite dans la loi de 1991, est spécifique à la France.

Moyens

- *Existence et compétence des équipes*
Thermique, mécanique, corrosion, physico-chimie, effets des rayonnements, modélisation sont quelques-uns des thèmes nécessaires à ces études. Le CEA, EDF, COGEMA, ANDRA, apportent leurs compétences. Les aspects ingénierie font appel à des sous-traitances spécifiques.
- *Disponibilité des moyens techniques nécessaires*
Les laboratoires et installations lourdes utilisés pour la caractérisation des colis bénéficieront aux études de comportement des matériaux et colis en entreposage.
- *Etat des technologies envisageables et maturité technologique prévisible en 2006*
Le gouvernement a mandaté le CEA pour mener ces recherches, qui ont fait l'objet, en 1999, d'une accentuation des programmes et budgets qui se poursuit à partir de 2000. Elles sont menées afin de fournir au gouvernement, à l'échéance de 2006, les éléments décisionnels nécessaires concernant cette option, afin qu'il dispose d'une réelle possibilité de choix de concepts et de sites possibles si cette option était retenue.
- *Disponibilité du financement nécessaire*
Les recherches sont actuellement financées essentiellement par la subvention de l'Etat. Les travaux se situent naturellement dans une démarche de coordination renforcée entre les acteurs de la loi dans

le cadre des programmes de l'axe 3, et de propositions aux partenaires industriels d'une coopération et d'un financement accrus.

5.4- Coordination entre axes

5.4.1- Objectif

La coordination entre axes est indispensable dans la perspective du dossier qui devra être produit à l'échéance de 2006. Ce dossier devra donner les éclairages scientifiques et techniques destinés à préparer les décisions sur la poursuite des opérations dans le domaine de la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue.

Les analyses devront porter sur les solutions qui se dessineront alors, sur la base des résultats acquis sur chacun des 3 axes de la recherche en prenant en considération les possibilités ouvertes dans les différents domaines. A cet effet, il sera nécessaire de proposer des méthodes et moyens d'évaluation comparée des différentes solutions, ce qui suppose aussi que des critères soient proposés.

Dans ce contexte, la coordination inter-axes vise à préciser la nature du livrable pour 2006 permettant ces analyses et évaluations. Fondé sur les résultats issus des différentes options étudiées, ce livrable pourrait comprendre les éléments suivants :

1. Des données partagées sur l'inventaire des déchets considérés, ainsi que leur classification par familles ;
2. Une liste de solutions de gestion possibles, comprenant les opérations prises individuellement, ainsi que les enchaînements d'opérations, ou scénarios de gestion :
 - pour chaque famille de déchets
 - pour les cycles de production futurs
 (une solution de gestion = une combinaison de procédés et d'installations)
3. L'évaluation de la faisabilité scientifique et technico-économique des solutions présentées :

Pour chaque solution :

 - Acquis et incertitudes scientifiques (évalués sur la base de l'avancement des recherches)
 - Rendements industriels envisageables (en particulier pour la séparation et la transmutation)
 - Ordres de grandeur des coûts
 - Impact environnemental
4. Les programmes complémentaires qui pourraient s'avérer nécessaires pour chaque solution :
 - R et D : délais envisageables, coûts
 - Possibilités d'industrialisation

Les travaux des différents groupes et comités indiqués ci-après sont destinés à préparer les éléments du livrable qui devra être préparé pour 2006.

5.4.2- Les instances de coordination

La coordination est assurée au travers de différentes instances mises en place pour répondre aux besoins à différents niveaux :

- *Les instances d'orientation stratégique des recherches*

- Le COSRAC : Comité de Suivi des Recherches sur l'Aval du Cycle : il réunit régulièrement sous les auspices du Ministère de la Recherche les pilotes des recherches, Andra et CEA, avec les autres acteurs de la recherche (CNRS) et de l'industrie (EdF, Cogéma, Framatome). Les ministères chargés de l'industrie et de l'environnement y sont également représentés, ainsi que l'autorité de sûreté (DSIN), avec son support technique (IPSN). Le COSRAC constitue le lieu d'échanges où toutes les instances sont représentées et peuvent discuter des propositions d'orientation ou d'inflexion des recherches. A ce titre, le COSRAC coordonne l'élaboration du document « Stratégie et programme des Recherches », ainsi que la préparation de dossiers à caractère stratégique (action européenne pour un démonstrateur hybride par exemple) ;
- Au niveau des pilotes, le Comité Directeur Andra-CEA est un lieu de concertation entre pilotes des axes, et une instance d'information mutuelle sur les options stratégiques en matière de recherches prévues par l'article L542 du Code de l'Environnement. Le Comité Directeur élabore les orientations pluriannuelles des programmes de recherches menés en partenariat entre les deux organismes, soit par des programmes communs de recherche sur des thèmes d'intérêt mutuel, soit par des programmes définis par l'un des partenaires et jugés intéressants par l'autre. Le Comité Directeur se réunit régulièrement ; il s'appuie sur un Comité de Coordination chargé de la mise en œuvre des orientations du Comité Directeur, et du suivi technique et financier des différentes actions ;

- *Les instances de coordination technique sur les programmes*

- Les Comités Techniques Thématiques, mis en place dans le cadre du partenariat Andra-CEA, constituent les lieux de discussion et d'échanges scientifiques et techniques, notamment pour les thèmes à l'interface entre les axes 2 et 3 des recherches. Les Comités Techniques en place portent sur les thèmes suivants:
 - Les conteneurs
 - Les spécifications et les inventaires
 - La modélisation
 - Les argiles
 - La sûreté
 - Les expérimentations en laboratoires souterrains
- Des programmes d'études et de recherches sont également conçus en concertation avec les industriels et menés essentiellement par le CEA. L'Andra participe à ces instances comme conseiller afin d'assurer la cohérence parmi les différents projets. Ces instances sont d'une part le CT4 (CEA-EdF-Framatome), intervenant essentiellement sur les recherches portant sur les combustibles usés et sur l'entreposage, et d'autre part le Projet 7 du programme d'intérêt commun entre CEA et Cogéma, centré sur la connaissance des colis, la caractérisation et le comportement à long terme ;
- Des instances de concertation de l'Andra avec les producteurs de déchets ont aussi été mises en place, notamment pour suivre les programmes portant sur les colis de déchets (groupe dit GT1) et sur les concepts de stockage (GT3). Le CEA, en tant que producteur participe aux travaux de ces instances ; depuis 1998, les responsables des programmes sur l'entreposage de longue durée y participent également, en vue d'assurer la cohérence entre les données d'études ;
- A coté des instances à caractère scientifique et technique spécialisé, des groupes de travail plus transversaux ont été mis en place, notamment pour les études à vocation stratégique. Il s'agit d'une part du Groupe de Travail sur la hiérarchisation des radionucléides et

d'autre part du Forum d'échange sur les impacts sanitaires et environnementaux du cycle électronucléaire.

5.4.3- Les principaux points de la coordination en 2000

5.4.3.1- L'inventaire

L' inventaire de référence doit permettre d'identifier les enjeux de conception, de faisabilité et de sûreté des projets à l'étude. Aujourd'hui, l'inventaire de référence est représenté par un modèle d'inventaire préliminaire (MIP), publié par l'Andra en octobre 2000. Celui-ci présente de manière simplifiée les prévisions de production de déchets, et les inventaires pris en compte dans le cadre des études de faisabilité d'un stockage géologique de déchets à haute activité et à vie longue. Le modèle d'inventaire est établi sur la base de dossiers de connaissances des colis de déchets fournis par les producteurs (CEA, EdF, Cogéma) suivant la spécification de l'ANDRA. Ceux-ci matérialisent la connaissance effective des colis de déchets en précisant notamment les inventaires radiologiques et chimiques. Ils font également état de la variabilité des caractéristiques des colis. L'analyse conduite permet de regrouper certains colis en définissant des colis types, caractéristiques des colis pour l'étude de la faisabilité du stockage.

Les remises à jour régulières sont proposées car au fur et à mesure de l'évolution du concept de stockage, de la connaissance de la barrière géologique et des évaluations de sûreté, il devient possible de mieux cerner les données les plus sensibles, celles dont il faut disposer sur les colis pour s'assurer de la robustesse du concept (accent mis sur un radionucléide au-delà d'une certaine quantité, ou sur la forme physico-chimique d'un radionucléide dans les colis).

5.4.3.2- Colisage

Ainsi que présenté en introduction au chapitre 5, il est essentiel d'assurer une coordination articulée autour des colis de déchets et du traitement des inventaires en liaison avec le concept de stockage. Les points majeurs de la coordination, rappelés ci-dessous, sont traités au niveau des programmes respectifs sur chacun des axes, en concertation entre les acteurs concernés :

- les études sur le comportement des colis
- les études sur le traitement des déchets, par exemple la séparation de certains radionucléides,
- les études sur des conditionnements adaptés aux déchets non encore conditionnés et répondant aux spécifications Andra (choix d'un éventuel recolissage),
- les études de mise au point d'échantillonnage de certains déchets, de mesure de leurs caractéristiques, en prenant notamment en compte certaines spécifications de l'Andra en vue de leur éventuel stockage ultérieur, ou pour les besoins de l'entreposage,
- les études sur les conditions de réversibilité du stockage ,
- l'analyse de la compatibilité des colis ou compléments de colisage étudiés pour l'entreposage et le stockage.

La coordination sur la connaissance des colis est réalisée au sein du GT1, et dans les comités thématiques en place entre Andra et CEA. En 2000, outre la poursuite des activités concernant l'inventaire, la réalisation des dossiers de connaissances, et les recherches sur le comportement des colis, les Comités Techniques Thématiques ont porté leurs efforts sur :

- le rapprochement des processus de spécification des colis en vue du stockage et de l'entreposage de longue durée ;

- la concertation sur les fonctions et spécifications des colis de combustibles usés et de colis de déchets B en entreposage et en stockage.

5.4.3.3- Sélection et hiérarchisation des radionucléides

La démarche de sélection et de hiérarchisation des radionucléides vise à apporter des éléments d'orientation des programmes de recherche au sein de chacun des trois axes, en définissant des radionucléides à considérer prioritairement. Le groupe de travail a pour but d'élaborer une approche commune destinée à classer les radionucléides en fonction de leur contribution aux différentes formes d'impact (thermique, radiotoxique...).

Les critères pris en compte comprennent :

- période de décroissance des radionucléides
- radiotoxicité potentielle
- les concepts de stockage (axe 2)
- les conséquences des situations accidentelles
- les possibilités de séparation et de transmutation [opt. conditionnement spécifique] (axe 1)
- les propriétés de confinement des conditionnements (axe 3)
- la durée et le coût des opérations.

Les travaux du groupe de travail ont porté en 2000 sur la revue des hiérarchisations de radionucléides issues des différents programmes étrangers. Celle-ci a permis de vérifier la cohérence des résultats précédemment présentés avec ceux obtenus dans les différents pays.

5.4.3.4- Impacts sanitaires et environnementaux du cycle électronucléaire

L'Andra, EDF, la COGEMA et le CEA ont mis en place un FORUM D'ECHANGE en vue d'évaluer les impacts sanitaires et environnementaux du cycle électronucléaire et de pouvoir dans un second temps apprécier les conséquences de différentes options. Les évaluations sont fondées sur des analyses du type cycle de vie. Elles comprennent pour l'ensemble du cycle, depuis la matière brute jusqu'à l'élimination du produit :

- un inventaire des matières et énergies consommées ;
- un inventaire des rejets dans l'environnement, à partir de chacune des étapes du cycle ;
- une évaluation d'impact sur la santé et sur l'environnement de l'exploitation et de l'émission de rejets.

Après la vérification des données, réalisée à partir de 1999, l'année 2000 a été consacrée par le FORUM à préparer le scénario de « référence » du cycle du combustible et à réaliser le premier exercice de bilan. Un rapport à caractère méthodologique est prévu en 2001 ; il sera soumis à revue critique.

5.4.3.5- Les Comités Techniques Thématiques (CTT)

- CTT conteneurs

Le champ du comité couvre l'ensemble des colis susceptibles d'un interface entreposage de longue durée-stockage : déchets B, déchets C vitrifiés et combustibles usés. Les domaines couverts sont :

- les fonctions et performances des conteneurs dans la perspective de leur entreposage de longue durée et de leur stockage ;

- la gestion des interfaces entre entreposage de longue durée et stockage ;
- la conception, la recherche et le développement en matière de conteneurs.

Un état des lieux des réflexions sur le conteneur de combustible usé a été préparé par le CTT et présenté en audition à la CNE. Les travaux portant sur les conteneurs de déchets B ont été engagés en 2000 ; les fonctions allouées à ces conteneurs sont différentes entre l'entreposage et le stockage, ce qui se traduit par des options différentes dont les possibilités de rapprochement sont à l'étude.

- CTT modélisation

Le comité a pour vocation d'identifier les moyens partagés et les synergies entre modélisations portant respectivement sur l'entreposage, le comportement à long terme des colis et le stockage. La méthode de travail du groupe consiste à établir un bilan des réalisations du CEA, à le croiser avec l'analyse des situations de stockage, et à dégager les besoins en développements complémentaires.

La plate-forme de modélisation de l'Andra est développée autour de l'environnement ISAS, pour évoluer d'ici fin 2002 vers l'environnement Salomé. Les modules mis au point par le CEA dans le cadre de CASTEM et nécessaires aux études de l'Andra et du CEA seront progressivement intégrés à la plate-forme. En outre des développements et l'intégration de modèles d'intérêt pour l'entreposage comme pour le stockage sont envisagés :

- comportement des bétons en température ;
- modèles de performance des colis.

- CTT spécifications/inventaires

Les objectifs du comité sont, à l'interface entre axe 2 et axe 3, de :

- développer une vision partagée sur les familles de colis et inventaires ;
- partager les données des dossiers de connaissances des colis et les référentiels phénoménologiques de comportement ;
- assurer la cohérence entre colis types et modèles d'inventaire ;
- identifier les écarts, et si possible les réduire sur les spécifications d'acceptation ;
- envisager les moyens de caractérisation des colis.

- CTT argiles

Le CTT argiles est avant tout un lieu d'information et de dialogue destiné à expliciter les objectifs du projet HAVL de l'Andra et des aspects scientifiques associés aux comportements des argiles de barrières ouvragées et de scellement.

Les compétences du CEA dans ce domaine sont valorisées notamment pour contribuer aux études phénoménologiques et aux analyses destinées aux évaluations de performances. Les besoins complémentaires sur les aspects phénoménologiques portent sur :

- le couplage thermo-hydro-mécanique à haute température ;
- la perturbation alcaline ;
- les interactions fer/argiles ;
- les modèles de rétention des radionucléides ;
- les transferts de gaz ;
- le confinement des argiles ;
- la perméabilité en grand des ouvrages ;
- le comportement hydro-mécanique des granulés d'argile (« pellets »).

Le CEA participe, avec les autres organismes, aux travaux du groupement de laboratoires « argiles » mis en place par l'Andra.

- CTT sûreté

Le CTT sûreté est destiné à connaître et à comparer les approches, puis à converger vers des méthodologies cohérentes pour les évaluations portant sur l'entreposage de longue durée comme sur le stockage. Par ailleurs, des travaux d'intérêt mutuel sont engagés, sur le risque de criticité, sur le risque d'abandon ou de perte de maîtrise technique.

- CTT laboratoire souterrain

L'objectif du CTT est d'identifier les actions de R&D en partenariat qui pourraient être envisagées dans le cadre des expérimentations en laboratoire souterrain. Les propositions techniques du CEA sont évaluées par rapport aux objectifs et aux programmes de l'Andra, ainsi que dans le cadre de l'ensemble des partenariats pour les expérimentations en laboratoire souterrain, en vue de préparer des programmes d'études d'intérêt mutuel.

En plus des CTT, un groupe de travail a été mis en place pour traiter des calculs de performance des colis.

- GT calculs de performance colis

Le groupe de travail a été mis en place afin de préparer l'application des modèles conceptuels à l'évaluation du relâchement des radionucléides par les colis. Il s'agit de hiérarchiser les phénomènes en jeu dans le relâchement, d'orienter les études de caractérisation des colis, de contribuer au dimensionnement des éléments du stockage et de valider les hypothèses et les paramètres retenus pour les calculs de sûreté. Les travaux du GT sont menés en liaison étroite entre l'Andra et le CEA-R&D, avec participation des producteurs de déchets.

Chapitre 6 : Les collaborations internationales

Comme le recommande la loi du 30.12.91, l'ANDRA, le CNRS et le CEA veillent à maintenir un réseau international de coopérations, tant par des accords bi ou tri-partites que par l'intervention dans des instances internationales engagées dans des travaux relatifs au cycle des combustibles et à la gestion ultime des déchets.

Par ailleurs, la participation active de l'ANDRA, du CEA et d'industriels français sous-traitants de l'ANDRA dans des programmes expérimentaux menés en laboratoires méthodologiques étrangers est un atout que l'ANDRA et le CEA ont développé avec soin depuis de nombreuses années. Le détail des expériences en laboratoires souterrains méthodologiques à l'étranger a été présenté en 5.2.

6.1- Collaborations internationales sur l'axe 1

6.1.1- Séparations

Les recherches dans le domaine des **séparations** sont appelées à être poursuivies dans un cadre de large ouverture internationale. Il s'agit ainsi, dans le prolongement de la démarche initiée :

- de suivre l'avancée des recherches homologues menées à l'étranger (Japon notamment, dans le cadre du projet OMEGA) ;
- de bénéficier des compétences d'équipes de tout premier plan dans le domaine des études de chimie fondamentale relatives aux actinides et autres radionucléides à vie longue (Institut de Physique et Chimie et Institut VERNADSKY de Moscou, (en particulier).
- de démultiplier les efforts de recherche, tant exploratoire qu'appliquée au développement de procédés, en cherchant à associer divers laboratoires aux potentialités complémentaires (dans le cadre de contrats de recherche européens notamment).

Les actions de coopération sous-tendues sont donc de nature diverse : séminaires d'échange d'informations, détachement mutuel de chercheurs, études de thématiques particulières, organisation cohérente répartie des diverses phases du développement de procédés de séparation ...

On s'attachera ainsi essentiellement, pour la période à venir :

- à poursuivre les échanges suivis avec les équipes japonaises du JAERI et de JNC dans le domaine de l'extraction sélective des radionucléides à vie longue, en cherchant à intensifier la coopération dans le développement de nouvelles approches (modélisation moléculaire et chimie structurale en particulier) ; notamment en poursuivant le détachement mutuel de chercheurs entre NUCEF et ATALANTE (effectif au début 1999) ;
- à poursuivre la coopération avec IPC Moscou/Académie des Sciences selon divers axes dans le domaine de la chimie fondamentale des actinides et produits de fission à vie longue (suivi d'études particulières menées en Russie, mais surtout détachement de plusieurs chercheurs russes à ATALANTE) ;

- à développer la coopération initiée en 1999 avec l'Institut VERNADSKY/Académie des Sciences sur la séparation de groupe actinides (III)/lanthanides (III) dans une solution d'acide nitrique contenant des ions ferricyanine ;
- à prolonger dans le cadre du 5ème PCRD la très fructueuse coopération établie dans les domaines de la séparation des actinides mineurs et du développement de calixarènes fonctionnalisés très sélectifs ;
- à initier et à organiser, pour l'étude des potentialités des **procédés pyrochimiques**, des actions de coopération avec divers laboratoires engagés dans de telles recherches. Un complément à l'accord cadre CEA/JAERI est maintenant signé par ces deux partenaires et des contacts en ce domaine avec le RIIAR de Dimitrovgrad (accords en cours de signature) d'une part, divers laboratoires européens d'autre part (ENEA, CIEMAT) seront concrétisés prochainement. Un rapprochement avec l'institut japonais CRIEPI, qui dispose d'une expérience significative en la matière, est actuellement examiné
- à développer la collaboration avec l'ITU (un accord a été signé entre CEA et ITU) dans le domaine de la pyrochimie, des nouvelles molécules pour la séparation en phase liquide, de la séparation - conditionnement, de la préparation de cibles dans des installations lourdes, et qui seront à traiter en liaison étroite avec les équipes chargées des études sur la transmutation.

6.1.2- Transmutation

Les collaborations suivantes ont été établies :

1. Collaboration bilatérale CEA/JNC (Japon) (même accord qu'en séparation)

- * Etudes de transmutation (Physique du coeur) et de scénarios. Méthodes de calcul.
- * Etudes sur le combustible (modes homogène et hétérogène). Etudes fondamentales (matrices). Possibilité d'irradiations communes à l'étude.
- * Détachement de personnel à Cadarache et à PHENIX.

2. Collaboration bilatérale CEA/IPPE Obninsk (Cadre MINATOM, Russie)

Thèmes similaires à ceux traités avec JNC.

Dans ce cadre : irradiations à BOR-60 de combustibles à haute teneur en Pu et de vibrocompactés à base d'Am (fabrications à RIIAR (Russie), irradiations retraitement) à l'étude.

3. Collaboration CEA/FZK/ITU (Allemagne)

- * Etudes physiques sur la transmutation (y compris les systèmes hybrides)
- * Etudes sur les combustibles (fabrication, caractérisation, irradiations, examens) :
 - Homogènes : Am, Np, Teneurs élevées en Pu (analyse des expériences TRABANT)
 - Programme sur les combustibles dédiés à l'étude.

4. Collaboration EFTTRA : CEA/EDF/FZK/ITU/ECN-Petten/NRG et IAM (Hollande)

Cette collaboration porte sur le concept hétérogène pour l'Am et la transmutation des PF :

- * Concept hétérogène :
 - Etudes sur les matrices (Etudes Fondamentales et Irradiation "MATINA" à PHENIX et à HFR).
 - Etudes sur l'Am en mode hétérogène (irradiations à HFR concernant des cibles Am O₂ + Mg Al₂ O₄, précurseur de ECRIX, avec différents modes de fabrication, ainsi que d'autres combustibles composites (T5) en liaison avec CAMIX-COCHIX)
- * Tc-99 : Irradiation à HFR (terminée) et PHENIX (ANTICORP)

* I-129 : Interprétation de l'irradiation effectuée à HFR (NaI).

5. Collaboration CEA/ITU/CRIEPI

Irradiation de combustible métallique avec Actinides mineurs (Am, Np, Cm) et lanthanides (irradiation METAPHIX à PHENIX).

6. Collaboration avec NRJ-Petten (Hollande)

- Etudes sur les matrices (concept hétérogène), les PFVL et les outils de calcul.

7. Participation proposée aux contrats pour le 5^{ème} PCRD :

- Sections efficaces pour les PFVL et les AM
- Données nucléaires pour les énergies intermédiaires
- Validation intégrale de données de base pour la transmutation
- procédés pyrométallurgiques
- combustibles nitrures et oxydes sans uranium
- Efttra (expériences T5 et F3)
- stratégies de séparation transmutation
- cycle thorium
- expériences Muse
- Etudes de systèmes hybrides (R et D)
- Projet préliminaire d'un ADS (industriels)
- Technologie des matériaux et utilisation des alliages PbBi
- Effets de l'irradiation (neutrons et protons) sur les aciers martensitiques.

8. Dans le domaine des données nucléaires

- Collaborations internationales dans le cadre de l'AEN pour l'évaluation des sections efficaces des actinides et des produits de fission (projet Jeff 3).
- Collaboration avec IRMM-Geel : mesures de σ_c de l'I-129. En discussion : mesures de σ_f du Pa-233.
- Collaboration TOF (CERN)

9. Collaborations spécifiques pour les systèmes hybrides

- Collaboration CEA/PSI (Institut Paul Scherrer - Suisse)/FzK/ENEA/CNRS
Expérience Mégapie.
- Collaboration CEA/JAERI concernant la transmutation en réacteur hybride (combustibles, physique, données nucléaires, accélérateur, cibles de spallation etc ...) - Séminaires scientifiques et détachement de personnel.
- Collaboration avec ENEA (Italie), CIEMAT (Espagne) et FzK (Allemagne) : études théoriques et expérimentales (Muse) et méthodes de calcul.
- Collaboration avec Los Alamos et Suède (RIT, Université Uppsala) pour la gestion d'un projet d'ISTC de Moscou (Réalisation d'une cible de 1 MWt au Pb/Bi : réalisation démarrée en 1998).
- Collaboration avec SCK (Belgique), dans le cadre du projet Myrrha - en cours de finalisation.
- Collaboration CEA, CNRS, INFN (Italie) sur les accélérateurs de protons de haute intensité.

6.2- Collaborations internationales Axe 2

La composante internationale des programmes de R&D de l'Andra est un élément important de la politique de l'agence. Cela est lié à la nécessité de mettre en commun ressources et expertises. La communauté d'objectifs poursuivis créant la complémentarité des programmes, l'existence dans certains pays d'installations expérimentales non disponibles dans d'autres ont conduit à créer et à entretenir un réseau européen et mondial de relations et de collaborations scientifiques et techniques.

A la suite des décisions gouvernementales l'Andra est confrontée à un double challenge : d'une part ouvrir le laboratoire souterrain de Bure dans l'argile aux collaborations étrangères et d'autre part développer ses participations dans les laboratoires granitiques étrangers de manière à pallier au manque à court terme d'un site granitique en France.

En parallèle l'Andra continue à développer sa présence dans les grands organismes internationaux où s'élabore le cadre futur de la gestion des déchets radioactifs et où se déroule le débat sur les options scientifique et techniques.

6.2.1- Commission Européenne

L'ANDRA participe à 8 projets en coopération internationale sous l'égide de la Direction Générale Recherche.

CLIPLEX :

Programme d'instrumentation dans l'argile pour l'extension du laboratoire de MOL en Belgique. Il rassemble la Belgique, l'Espagne et la France et a été renouvelé pour une durée de trois ans en 2000.

RESEAL :

Test de démonstration in situ sur une grande échelle dans le laboratoire de Mol pour le scellement du stockage dans l'argile. Le contrat a été renouvelé en 2000 et associe la Belgique, l'Espagne et la France.

FEBEX :

Expérimentation à grande échelle de barrières ouvragées dans une formation cristalline dans le laboratoire de Grimsel en suisse. Le contrat qui a été renouvelé en 2000 réunit la Suisse, l'Espagne, la France (Andra et G3S), l'Allemagne. Le programme prévoit la continuation de l'expérience de chauffage de la barrière ouvragée jusqu'en 2001, puis une baisse de température pendant un an suivi du démantèlement de l'expérience en 2002/2003. On se garde la possibilité de ne démanteler qu'une seule sonde sur les deux en opération actuellement.

ECOCLAY II :

L'effet du ciment sur l'argile a été étudié du point de vue des modifications minéralogiques durant le premier projet ECOCLAY I. La nouvelle phase, ECOCLAY II est destinée à apprécier l'évolution des caractéristiques des argiles, ainsi que des minéraux du granite vis à vis de la sorption et de la migration des radio nucléides. Le projet prévoit un ensemble de mesures expérimentales sur l'évolution des propriétés hydrauliques et géochimiques des argiles ainsi qu'une modélisation numérique sur le comportement à long terme des argiles. Le projet rassemble sous la direction de l'Andra, ENRESA, GRS, NAGRA, AEA Tech, CEN/SCK, SKB,

POSIVA, le BRGM et des universités ou des instituts tels que l'UAM, l'IET, l'EEZ (Espagne), PSI, université de Berne (Suisse), VTT, Université d'Helsinki (Finlande).

BIOCLIM :

L'objet de ce projet est de proposer une représentation des évolutions de biosphères en réponse aux changements climatiques sur une période de un million d'années.

Une succession de modèles enchaînés sera mise en œuvre afin de définir les grandes représentations d'évolutions climatiques.

Les éléments qui seront produits pourront ensuite être appliqués par les agences intéressées pour définir leurs propres biosphères dans le contexte de l'analyse de sûreté de leur site.

Le projet piloté par l'Andra, réunit le CEA, NIREX (RU), GRS (Allemagne), ENRESA, CIEMAT et UPM (Espagne), l'UCL (Belgique).

MODEXREP :

L'exercice proposé consiste à organiser la modélisation couplée hydro-mécanique des perturbations induites par le creusement du puits d'accès dans le Callovo Oxfordien. Il est prévu de modéliser sur la base de données disponibles à partir d'échantillons étudiés en surface, le comportement hydro-mécanique du puits. Le point le plus important consistera à confronter les prévisions issues des modèles aux observations et mesures qui seront réalisées autour du puits en cours de fonçage.

L'Andra avec ses sous-traitants G3S, LMS Ecole des mines de Paris, LML, est chef de file du projet. Les autres partenaires sont la société Coyne et Bellier, ENRESA , GRS, NAGRA et CEN/SCK.

Par ailleurs, l'Andra a pris une part active auprès d'EdF dans le projet RISCOS II. Ce projet fait suite à une première étude consacrée à l'acceptabilité des modes de gestion des déchets radioactifs en Suède. Dans sa première phase, il a conduit à définir un modèle de transparence à partir de l'évaluation de la participation du public ; la méthode a été appliquée à la Suède, et partiellement au Royaume-Uni. RISCOS II a pour ambition de partager la connaissance du contexte dans différents pays européens, et de promouvoir le développement de processus faisant appel à la transparence ainsi que des moyens appelant une plus grande participation du public. EdF, leader dans ce projet, est en charge de l'organisation de la réflexion sur les évaluations de sûreté, et des discussions avec les non-spécialistes. Elle a fait pour cela appel à l'expérience de l'Andra.

6.2.2- L'Agence Internationale de l'Energie Atomique

BIOMASS :

Le programme BIOMASS mis en place en 1996 pour une durée de 5 ans est actuellement dans sa phase finale avec la rédaction de rapports dans la collection TECDOC de l'AIEA et la rédaction d'articles dans des revues scientifiques. Les études menées portaient sur l'évolution des biosphères et sur leur modélisation. Trois thèmes ont été développés :

- le stockage de déchets radioactifs, biosphères de référence, l'Andra a participé très activement à ces activités sur les plans scientifique et financier. Il s'agissait du développement d'une méthodologie d'étude des biosphères de référence dans le contexte des stockages profonds ainsi que son application à des exemples pratiques d'évaluation. En particulier en ce qui concernait les principes de définition des groupes critiques et exposés, les principes de l'acquisition et de l'application des données, l'identification et la justification des systèmes biosphères et la description et la modélisation des ces systèmes. La méthodologie a été appliquée à trois exemples de biosphère ;
- les relâchements dans l'environnement traitant de la reconstruction de dose et de la restauration des sites contaminés ;

- les processus des biosphères avec la modélisation du relâchement du tritium par voie aérienne et souterraine auquel l'Andra a participé très activement, le transfert des radioéléments dans les forêts, dans les fruits.

L'Andra a apporté, dans ses domaines de compétence, une contribution active aux différents groupes de consultants de l'AIEA pour l'élaboration des documents de sûreté du programme RADWASS de la Division de la Sûreté des déchets et des documents techniques de la Division de la Technologie des déchets.

6.2.3- L'Agence pour l'Energie Nucléaire de l'OCDE

Le Comité pour la gestion des déchets radioactifs est en cours de réorganisation au niveau de ses groupes de travail.

Trois nouveaux groupes ont été créés :

- le groupe IGSC (Integrated Groupe for the Safety Case) qui reprend les activités du SEDE (Site Evaluation and Design of Experiments) et celles du PAAG (Performance Assessment Advisory Group). Un représentant de l'Andra est membre du bureau.
- le groupe FSC (Forum on Stakeholders Confidence) : ce nouveau groupe a pour objectif de réunir les différentes parties prenantes dans la gestion des déchets radioactifs et de présenter et débattre des différentes approches et perceptions des problèmes posés. Un atelier de lancement de ce nouveau groupe a été organisé en août 2000 à Paris sous la présidence du Président du conseil d'administration de l'Andra.
- le groupe sur le Démantèlement des installations nucléaires.

Au sein du groupe IGSC notons plus particulièrement les participations de l'ANDRA aux sous groupes suivants :

GEOTRAP :

La dernière phase, GEOTRAP 5 qui devait se terminer en 2000 a été repoussée en 2001. Elle prévoit d'établir un point sur la rétention et sa prise en compte en milieu géologique profond. L'Andra participe activement aux travaux de synthèse.

SORPTION :

Le groupe de travail chargé de préparer les exercices de modélisation mécanistique sur la sorption, et les bases de données associées a été mis en place ; dans la suite du pilotage de la rédaction du document de l'AEN sur la sorption, l'Andra participe au pilotage de cette nouvelle phase.

CLAY CLUB :

Ce « club » qui regroupe les organisations concernées par les questions de stockage en milieu argileux a pour objectif les mesures et la compréhension physique des flux d'eau souterraine au travers des formations argileuses. Lors de la dernière réunion annuelle à Budapest il a été discuté de l'avancement du projet FEPCAT pour les milieux argileux. Ce catalogue des FEPs (features, events and processes) devrait être finalisé début 2001. L'établissement de listes de références bibliographiques devant servir de base de donnée à tous les pays intéressés est en cours de finalisation. Enfin un projet d'étude bibliographique sur l'auto - colmatage des argilites a été lancé.

IPAG :

Le rapport sur les études concernant la confiance dans les évaluations (phase 3) a été présenté en 2000. La prochaine phase concernera l'élaboration d'un document de référence sur les différentes approches de sûreté, les facteurs de confiance et les relations entre opérateurs, autorités ainsi que la communication entre les différentes parties.

Un certain nombre de projets nouveaux sont à l'étude. Ils concernent les questions liées à la réversibilité et à la surveillance, au remblayage et au scellement.

Pour ces sujets, une coordination avec les actions similaires menées par les autres organismes internationaux est prévue.

6.2.4- Représentations dans les organismes internationaux

AIEA	un ingénieur Andra chef de l'unité stockage de la division du cycle du combustible et de la technologie des déchets.
AIEA	participants aux groupes de consultants (sûreté, programme Radwass et technologie, tecdoc).
OCDE/AEN	un ingénieur Andra au sein de la Division de Radioprotection et de Gestion des déchets.
OCDE/AEN	un représentant au comité de gestion des déchets radioactifs (RWMC).
OCDE/AEN	un représentant au bureau du groupe IGSC.
OCDE/AEN	présidence du groupe FSC.
OCDE/AEN	représentants dans les sous groupes des groupes IGSC et FSC.
Commission Européenne	un représentant au Comité consultatif du Plan d'action déchets. Participants aux réunions spécialisées des DG Environnement et Recherche.

6.2.5- Accords Bilatéraux ou Multilatéraux

L'Andra a établi un certain nombre d'accords avec ses homologues pour participer d'une part aux travaux menés dans les laboratoires méthodologiques et d'autre part pour accueillir des partenaires étrangers dans le laboratoire de Bure.

Andra/SKB :

Cet accord couvre la participation de l'Andra au Comité de Direction du laboratoire d'Aspö, à des expérimentations et des exercices internationaux de modélisation, notamment :

- l'expérience « True Block Scale » menée avec 6 partenaires sur la caractérisation d'un bloc de granite à l'échelle pluri décimétrique ;
- l'expérience REX pour l'évaluation de la consommation d'oxygènes dans les fractures. Cette expérience s'est terminée en 2000 ;
- des exercices de modélisation du comportement d'une barrière ouvragée argileuse gonflante et du granite en champ proche, dans le cadre de l'expérience « Canister Retrieval Test » ;

- des exercices internationaux de transfert de radionucléides dans un granite, sur la base des données recueillies sur le site d'Aspö.

Andra/NAGRA :

Cet accord porte sur les expériences dans le laboratoire de Grimsel en milieu granitique et dans le laboratoire du Mont Terri.

En ce qui concerne Grimsel il s'agit de la participation à la phase 5 (1997 2002), avec trois expériences sur la caractérisation de la petite fracturation et de l'effet des perturbations : fluide alcalin, écoulement diphasique, collō des.

Pour ce qui est du Mt Terri l'Andra a participé activement à la mise en place du programme à partir de 1996 dans le but de préparer le programme d'expérimentation du laboratoire de Bure. Des discussions sont en cours pour une participation active au programme de l'Andra.

CEA/Andra/Allemagne :

Cet accord de coopération avec les organismes Allemands concernés par la gestion des déchets radioactifs a pour but d'échanger des informations sur la R&D menée dans le domaine du traitement et du stockage définitif des déchets radioactifs et des combustibles usés.

Andra/AECL (Canada) :

Deux accords de coopération couvrent l'utilisation des compétences de l'AECL développées à l'URL et la participation à un essai de scellement en galerie à l'échelle 1 (Tunnel Sealing Experiment).

Andra/ENRESA (Espagne) :

Il s'agit d'une part d'un accord d'échange en matière de R&D dans le domaine du traitement et du stockage des déchets radioactifs et des combustibles usés et d'autre part de la participation de l'ENRESA au programme d'expérimentation dans le laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne.

Andra/ONDRAF (Belgique) :

Evaluation et surveillance du système d'assurance et de contrôle de la qualité des déchets vitrifiés.

Andra/CEN/SCK (Belgique) :

Des discussions sont en cours pour une participation active au programme d'expérimentation en laboratoire souterrain du site Meuse/Haute-Marne.

Andra/JNC (Japon) :

Cet accord couvre le domaine de la gestion des déchets à haute activité. La participation de JNC au programme d'expérimentation dans la laboratoire souterrain de Meuse/Haute-Marne est en cours d'étude.

Andra/RWMC (Japon) :

Cet organisme va avoir en charge la gestion du fond dédié au études sur le stockage en formation géologique profonde des déchets de haute activité. Une négociation est en cours pour une participation active au sein du programme de recherche.

Andra/JGC (Japon) :

Préparation de coopérations techniques et scientifiques sur le programme profond entre l'Andra et des organismes japonais (électriciens, agence de gestion des déchets de haute activité, etc.).

Andra/BGR, Andra/GRS (Allemagne) :

Préparation d'une participation active dans le programme d'expérimentation de l'Andra.

Andra/TPC (Taiwan) :

Des discussions sont en cours pour déterminer le type de participation à notre programme profond des organismes de recherche Taiwanais.

Le workshop organisé sur le site Meuse/Haute-Marne les 13 et 14 décembre 2000 était destiné à préparer et coordonner les coopérations aux expérimentations en laboratoire souterrain.

6.3 - Collaborations Internationales sur l'axe 3

L'ouverture au plan international des travaux menés sur l'axe 3 se concrétise par plusieurs contrats de la Commission de l'Union Européenne. On peut noter en particulier :

- la participation du CEA au Round Robin Test (mesures comparatives de déchets par méthodes non destructives) regroupant 10 partenaires.
- le développement de mesures d'activité des déchets par interrogation neutronique qui regroupe 6 partenaires dont le CEA.
- la participation à un programme sur la caractérisation de la surface accessible des monolithes de verre nucléaire par tomographie à haute énergie et comparaison avec les techniques conventionnelles qui regroupe 3 partenaires dont le CEA.
- la participation à un programme de contrôle qualité des colis de déchets nucléaires avec un système de détection télescopique au GE et suppression Compton regroupant 4 partenaires dont le CEA.

Il existe d'autre part des accords de recherche portant sur des thèmes spécifiques :

- Accord CEA-PNC (Power Reactor and Nuclear fuel development Corporation - Japon)
 - Traitement et conditionnement des déchets FA-MA
 - Comportement à long terme des colis de déchets
 - Entreposages
- Accord CEA-JAERI (Japan Atomic Energy Research Institute)
 - Mesures non destructives des déchets alpha
 - Conteneurs pour entreposage
 - Données de base pour le comportement migratoire des radionucléides à vie longue
- Accord CEA/MINATOM - Russie sur la vitrification.
- Accord CEA/MINATOM - Russie sur les déchets nucléaires et leur entreposage.
- Accord CEA-ANSTO (Australian Nuclear Sciences & Technology Organisation)
 - Evaluation et comparaison en lixiviation des matrices synroc et vitrocristallines
- Coopération avec le DOE, avec comme interface OCRWM¹. Les principaux thèmes concernés sont le comportement à long terme des combustibles irradiés, les matériaux de conteneurs de combustibles irradiés et les études de corrosion, les systèmes de transport et manutention, la thermique polyphasique, le comportement à long terme des bétons de structure.
- Coopération CEA-SKB dans le cadre de l'accord signé en 1996. Les principaux thèmes définis sont : sûreté et durabilité, entreposage en subsurface, comportement à long terme du combustible irradié et des colis de déchets, traitement et conditionnement, développement et qualification technologique de conteneurs de combustibles irradiés, surveillance, modélisation thermique, criticité en entreposage, aspects économiques.

¹ Office of Civilian Radioactive Waste Management

- Coopération avec l'Institut des transuraniens sur le conditionnement spécifique des éléments séparés, la caractérisation et le comportement à long terme du combustible irradié.

Divers contacts existent également avec la Russie concernant le développement de procédés de conditionnement.

Une participation des équipes au 5^{ème} PCRD sur le comportement à long terme du combustible irradié est envisagée.

Annexe 1 : Principales caractéristiques des radionucléides à vie longue

Les nouveaux noyaux formés au sein des combustibles des réacteurs, lors des réactions nucléaires, présentent des caractéristiques différenciées. Un assemblage de combustible nucléaire usé UOX2 du parc de réacteurs à eau pressurisée contient¹ (figure A1-1) :

- 96 % d'actinides majeurs (94% d'uranium et ~1% plutonium) qui représentent encore un potentiel énergétique important (équivalent à environ 10 000 tonnes de pétrole en utilisation en neutrons lents et plusieurs centaines de milliers de tonnes de pétrole en neutrons rapides en mode surgénérateur) ;
- 4 % de noyaux sans valeur énergétique, qui représentent actuellement les résidus de la production d'énergie:
 - les produits de fission (~ 4%, dont 0,2 % de radionucléides à vie moyenne [le césium 137² et le strontium 90³, dont la période est de trente ans, et qui sont à l'origine de la composante « haute activité » des déchets radioactifs à vie longue] et 0,3% à vie longue),
 - les actinides mineurs (~0,1%) : américium, curium, neptunium,
 - les produits d'activation , formés par capture neutronique dans les matériaux de structure de combustible (gainés, grilles, ...).

On présente dans les figures A1-IIa à A1-Ic l'évolution au cours du temps de la radiotoxicité d'un combustible usé et celle de la contribution respective de chacune de ses diverses composantes :

- pour un combustible UOX ;
- pour un combustible MOX ;
- pour un combustible "moyen" résultant du scénario décrit en renvoi 1.

(radiotoxicité ramenée à la quantité de combustible nécessaire à la production de 1 TWh).

La radioactivité des produits de fission a diminué considérablement au bout de 300 ans, compte tenu de la décroissance du césium 137 et du strontium 90. Celle des actinides mineurs (américium, curium, neptunium) décroît plus lentement et l'américium⁴ en est le principal contributeur (figures A1-IIa, b, c et A1-III). A titre d'illustration, elle devient, au bout de quelques milliers d'années, inférieure à celle de l'uranium initial. Les produits d'activation ont une radioactivité sensiblement inférieure à celle des autres contributeurs.

La figure A1-IV présente les principales chaînes de formation des nouveaux noyaux lourds lors de l'évolution du combustible en réacteur. Les figures A1-V à A1-VIII présentent les schémas de décroissance. Le tableau I présente les principales caractéristiques des produits de fission et des produits d'activation à vie longue.

¹ en considérant un assemblage moyen (~ 500 kg de combustible) de combustible usé déchargé du parc REP 400 Twh/an, avec les flux à l'équilibre: 1200 t déchargées par an (850 t retraitées, 350t entreposées, dont 135 t de MOX)

² plus précisément le couple Cs 137-Ba^m137

³ plus précisément le couple Sr-Y 90

⁴ Am 241 et 243 essentiellement

Si la radioactivité des radionucléides formés en réacteur est importante, les quantités sont faibles: les déchets vitrifiés (déchets C), qui contiennent environ 98% de la radioactivité des déchets, représenteront un volume d'environ 4000 m³ en 2020, soit l'équivalent d'un cube de 16 m d'arête. Un colis de verre dégage de la chaleur (3000 W initialement, 700 W au bout de 30 ans, 170 W après 100 ans et moins de 30 W à 300 ans). Le rayonnement émis est arrêté par quelques dizaines de centimètres de matériaux. La figure A1-VIX présente l'évolution avec le temps du dégagement thermique des combustibles usés, et la figure A1-X celle des déchets vitrifiés.

En termes de comportement dans l'environnement, et vis à vis de l'homme, les radionucléides à vie longue présentent schématiquement les principales caractéristiques suivantes :

- le facteur de dose associé à l'ingestion ou l'inhalation (Sv/Bq) est sensiblement plus important (deux à quatre décades) pour les actinides¹, noyaux lourds émetteurs alpha principalement, que pour les produits de fission (tableau II),
- concernant les propriétés chimiques, globalement, :
 - * les actinides sont peu solubles ni mobiles dans l'environnement²,
 - * il en va de même pour la plupart des produits de fission, hormis quelques espèces plus solubles, telles que l'iode, le césium, dans une moindre mesure le technétium, ...

Le tableau III complète l'analyse de ces principales caractéristiques des radionucléides à vie longue.

¹ qu'ils soient naturels ou artificiels

² l'uranium et le neptunium présentant néanmoins une plus grande mobilité en conditions oxydantes

LE COMBUSTIBLE USÉ

Combustible usé



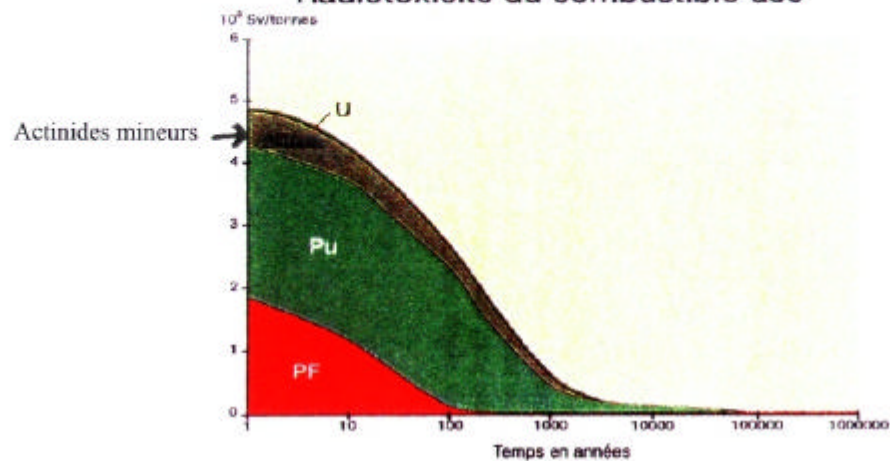
U 94 %

Pu 1 %

PF, 3 à 5 %

Actinides mineurs : 0,1 %

Radiotoxicité du combustible usé



Radiotoxicité normalisée du combustible usé

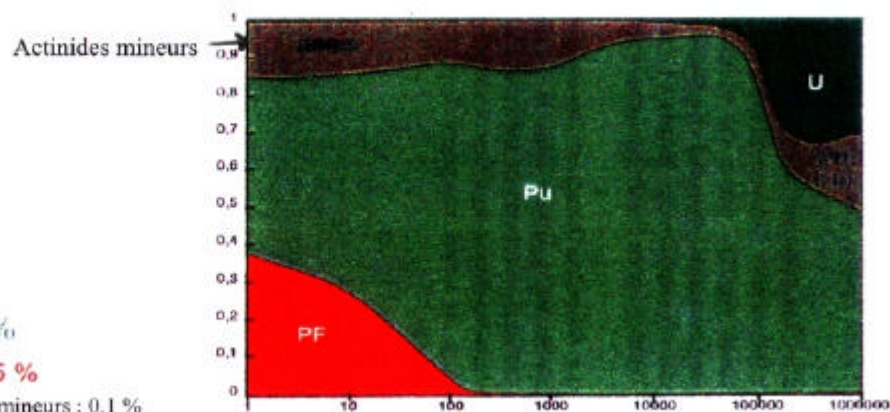


Figure A1-I

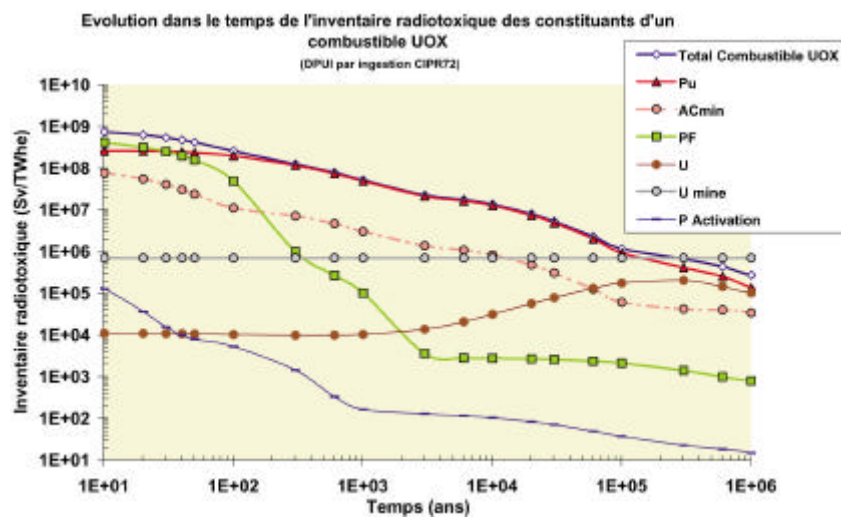


figure A1-IIa

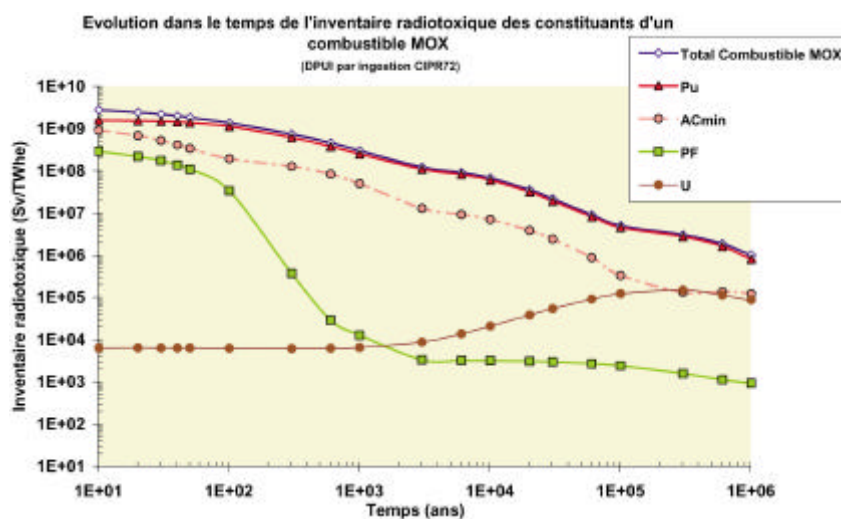


Figure A1-IIb

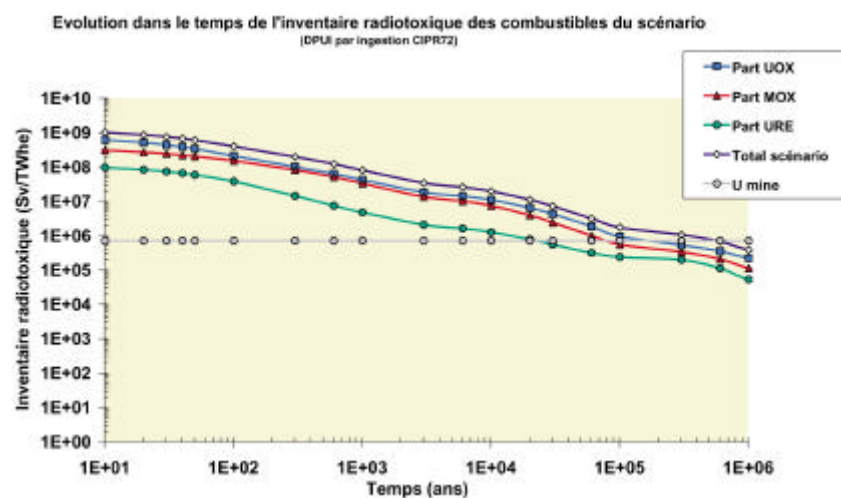


figure A1-IIc

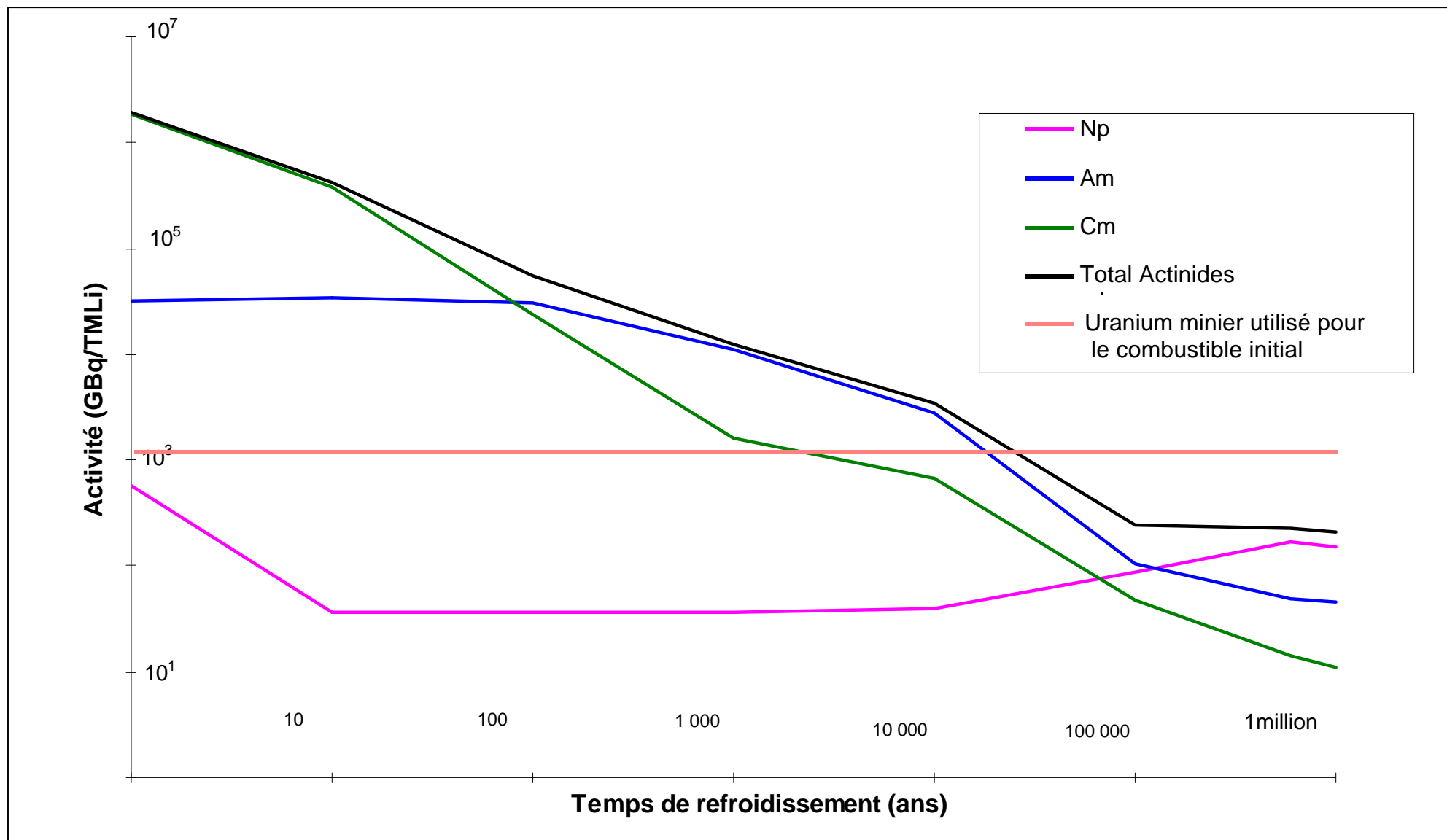


Figure A1-III : Activité, en GBq par tonne de métal lourd, des actinides mineurs formés en réacteur, et de leurs descendants dans un parc REP (80%UOX, 11%MOX, 9 %URE irradiés à 45 GWj/t)

Figure A1-IV
CHAÎNE D'ÉVOLUTION DES NOYAUX LOURDS EN REACTEUR REP

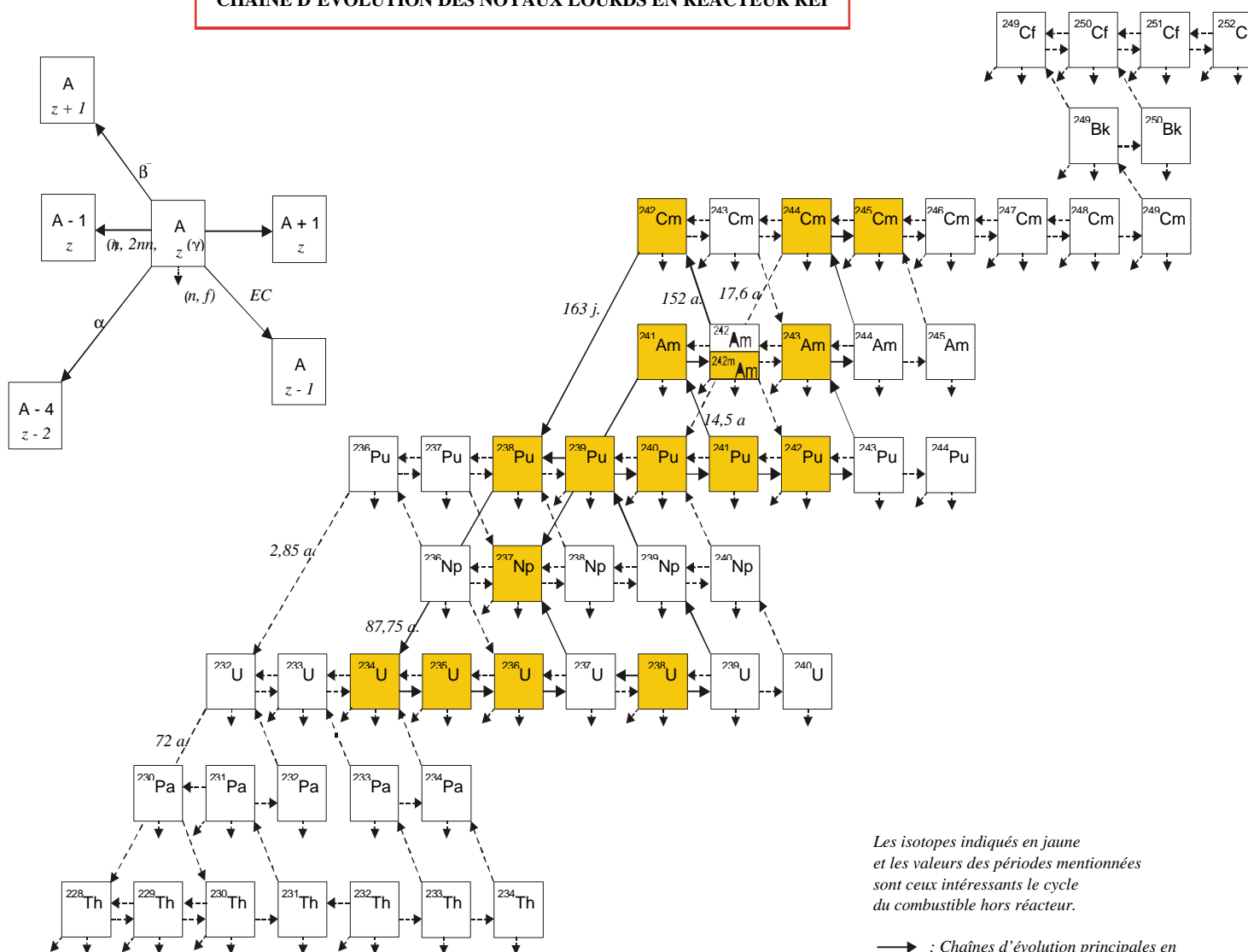


Figure A1-V
Famille radioactive 4N du thorium

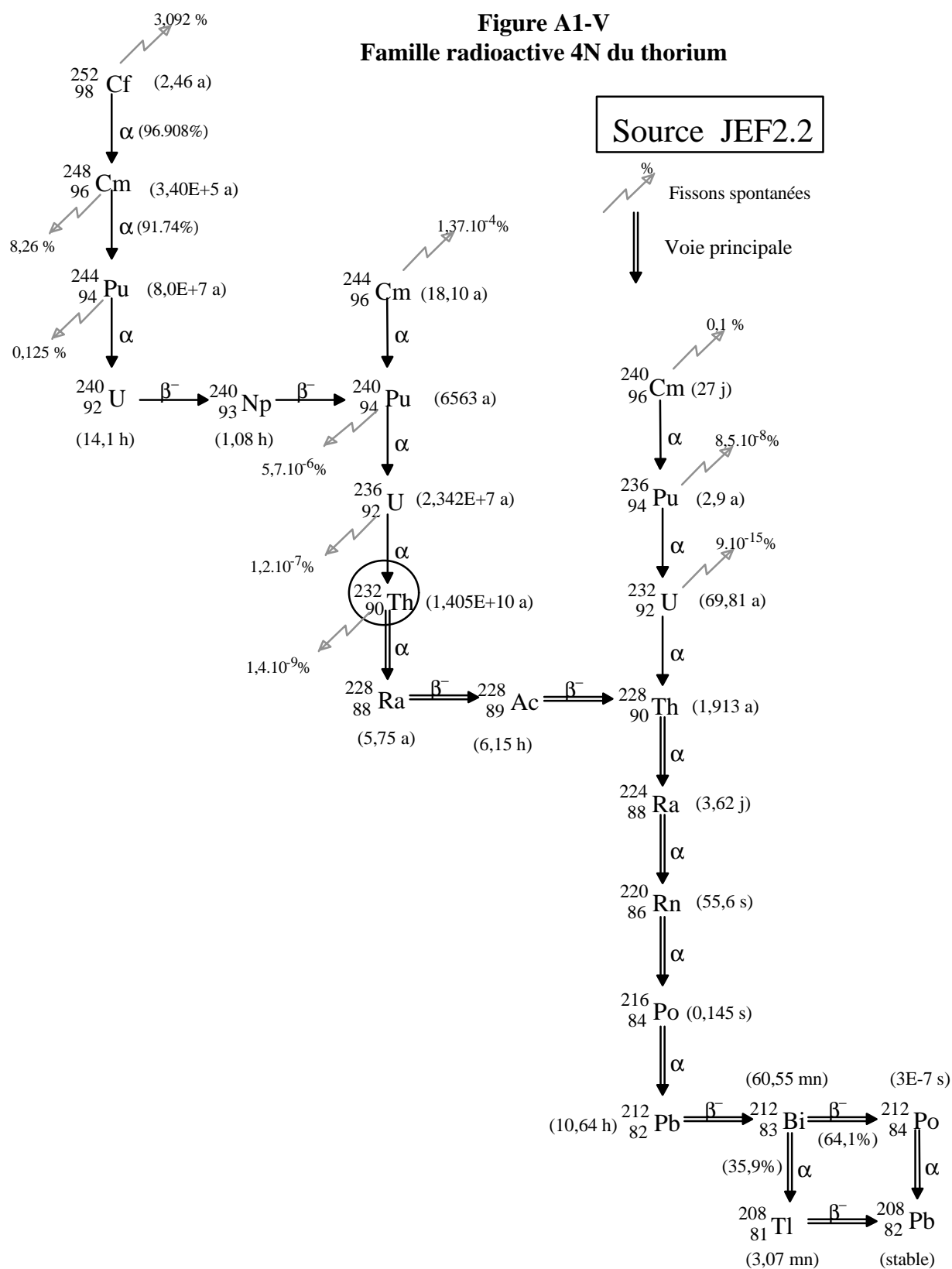


Figure A1-VI
Famille 4N+1 du Neptunium

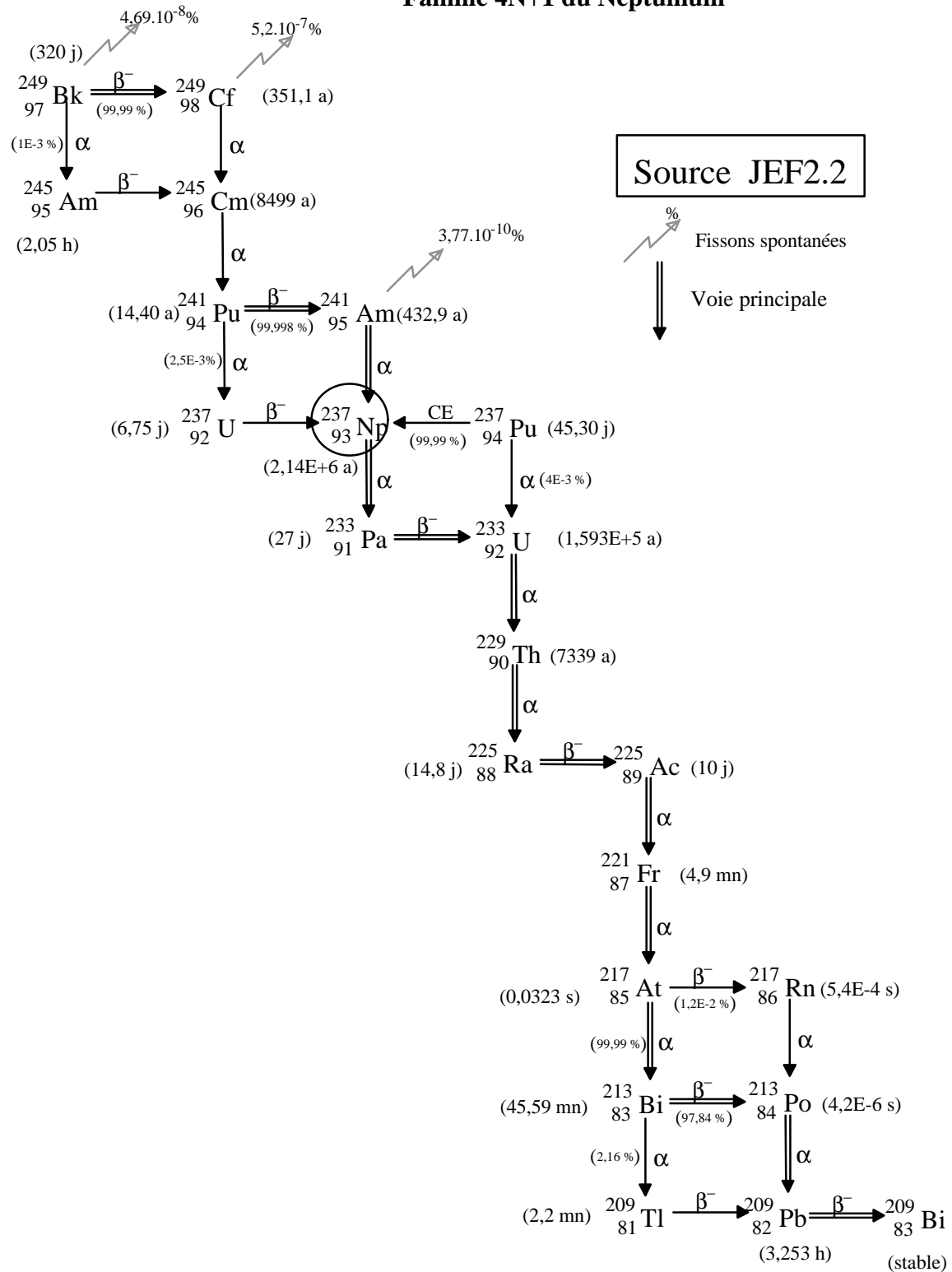


Figure A1-VII
Famille radioactive 4N+2 de l'uranium

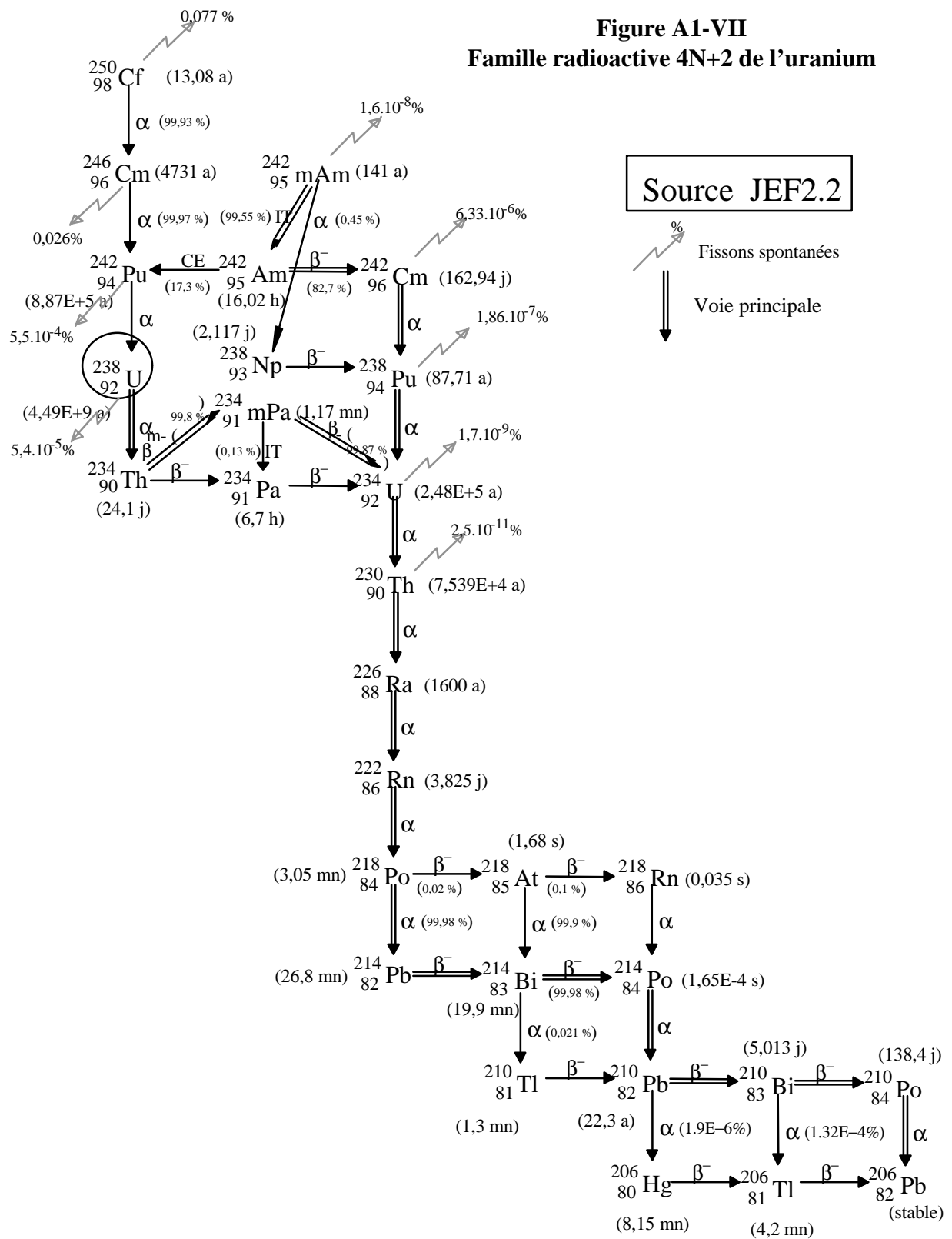
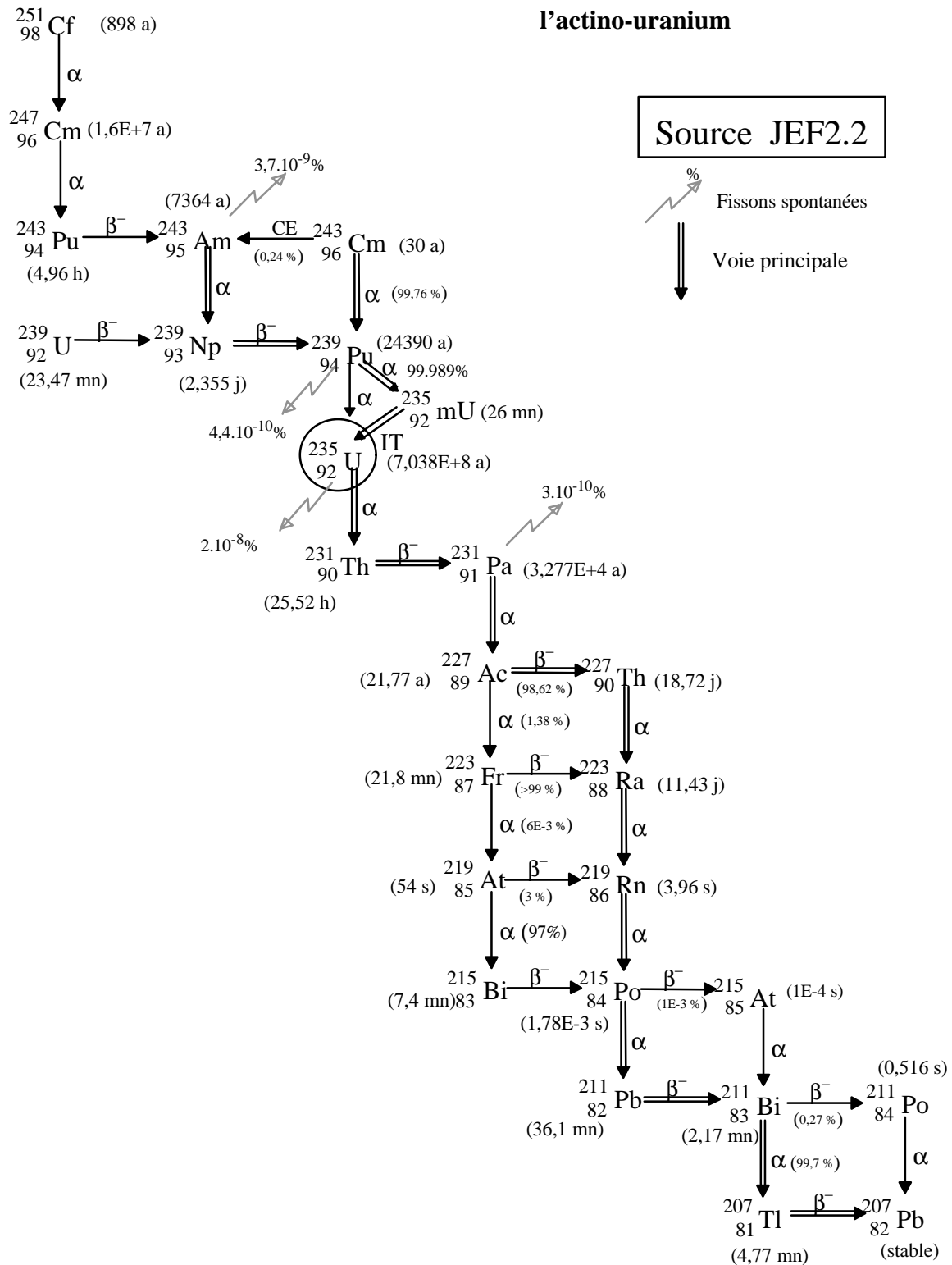


Figure A1-VIII
Famille radioactive 4N+3 de
l'actino-uranium



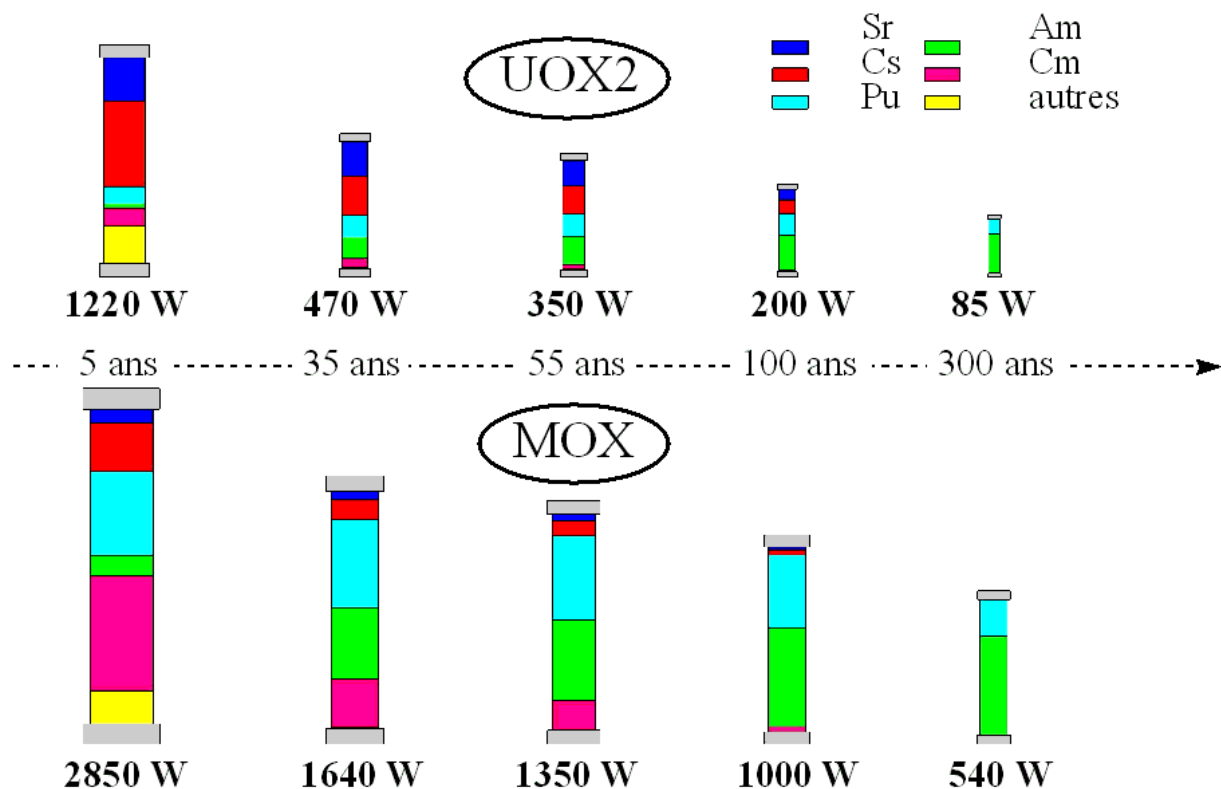


Figure A1-IX : évolution en fonction du temps du dégagement thermique des combustibles usés UOX2 et MOX

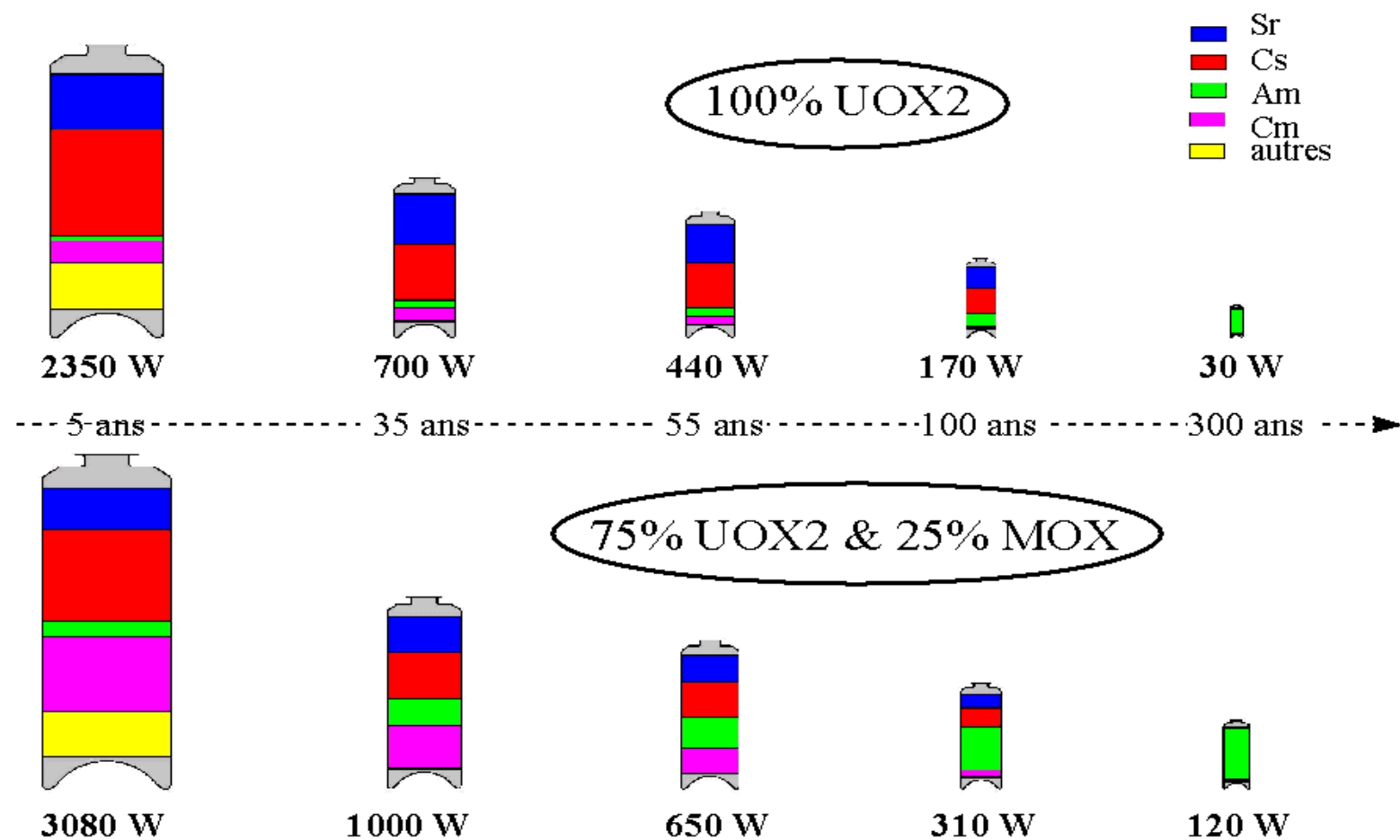


Figure A1-X : évolution en fonction du temps du dégagement thermique du colis de déchets vitrifiés

INVENTAIRE PFVL ET PAVL - COMBUSTIBLE UOX - 45 GW j/t

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 1 : principales caractéristiques des produits de fission et d'activation à vie longue

Radionucléide	Période (an)	Fd inhalation (Sv.Bq ⁻¹)	Fd ingestion (Sv.Bq ⁻¹)	Fd semi-inf (Sv.h ⁻¹ /Bq.g ⁻¹)
Se79	6.50E4	2.4E-9	2.3E-9	0.0E0
Sr90+	2.81E1	6.4E-8	3.9E-8	2.1E-14
Zr93	1.53E6	8.6E-8	4.2E-10	0.0E0
Nb93m	1.61E1	7.7E-9	1.2E-10	2.93E-11
Nb94	2.03E4	9.0E-8	1.4E-9	3.6E-7
Mo93	3.50E3	7.6E-9	3.5E-10	1.68E-10
Tc99	2.13E5	2.0E-9	3.4E-10	1.17E-13
Pd107	6.50E6	3.4E-9	3.7E-11	0.0E0
Ag108m+	1.27E2	5.5E-8	2.04E-9	4.02E-7
Sn126+	1.00E5	2.5E-8	5.5E-9	4.66E-7
I129	1.57E7	4.7E-8	7.4E-8	1.77E-9
Cs135	2.30E6	1.2E-9	1.9E-9	0.0E0
Cs137+	3.00E1	8.7E-9	1.4E-8	1.27E-7
Sm151	9.00E1	7.6E-9	9.1E-11	2.10E-13
Eu150	3.42E1	1.63E-10	4.04E-10	3.28E-7
Eu152	1.35E1	5.9E-8	1.6E-9	2.6E-7
Pb210+	2.22E1	3.4E-6	1.36E-6	2.67E-10
Ra226+	1.60E3	2.1E-6	3.05E-7	4.00E-7
Ra228+	5.75E0	1.24E-6	3.4E-7	2.13E-7
Ac227+	2.17E1	4.5E-4	3.9E-6	8.4E-8
Th228+	1.91E0	8.3E-5	2.00E-7	3.7E-7
Th229+	7.34E3	5.7E-4	1.05E-6	6.85E-8
Th230	7.70E4	8.6E-5	1.45E-7	8.21E-11
Th232	1.4E10	4.4E-4	7.4E-7	4.2E-11
Pa231	3.28E4	3.4E-4	2.89E-6	7.89E-9
U232	7.20E1	1.8E-4	3.44E-7	5.96E-11
U233	1.58E5	3.6E-5	7.2E-8	7.28E-11
U234	2.45E5	3.6E-5	7.2E-8	3.8E-11
U235+	7.00E8	3.3E-5	6.8E-8	3.51E-8
U236	2.34E7	3.4E-5	6.7E-8	2.63E-11
U238+	4.50E9	3.2E-5	6.7E-8	4.82E-9
Np237+	2.14E6	1.3E-4	1.06E-6	4.76E-8
Pu236	2.85E0	4.3E-5	3.93E-7	4.64E-9
Pu238	8.8E1	1.2E-4	1.00E-6	2.58E-11
Pu239+	2.4E4	1.4E-4	1.16E-6	1.87E-11
Pu240	6.54E3	1.4E-4	1.16E-6	2.54E-11
Pu241+	1.47E1	2.78E-6	2.36E-8	3.73E-9
Pu242	3.76E5	1.3E-4	1.1E-6	2.14E-11
Pu244+	8.26E7	1.28E-4	1.08E-6	7.4E-8
Am241	4.32E2	1.4E-4	1.2E-6	3.73E-9
Am242m+	1.52E2	1.39E-4	1.14E-6	3.5E-9
Am243+	7.38E3	1.41E-4	1.19E-6	2.69E-8
Cm242	4.5E-1	4.66E-6	3.54E-8	3.08E-11
Cm243	2.85E1	9.42E-5	7.86E-7	2.69E-8
Cm244	1.8E1	7.42E-5	6.00E-7	2.8E-11
Cm245	8.50E3	1.46E-4	1.20E-6	1.79E-8
Cm246	4.73E3	1.44E-4	1.19E-6	2.46E-11
Cm247+	1.56E7	1.34E-4	1.11E-6	7.41E-8
Cm248	3.39E5	5.21E-4	4.40E-6	1.88E-11

+ indique que le facteur de dose prend en compte le(s) descendant(s) de période(s) courte(s).

Tableau II

Radionucléide ou élément	Mobilité	
	<i>conditions réductrices</i>	<i>conditions oxydantes</i>
^{14}C	++	
^{36}Cl	++	
Ni	+	
^{79}Se	?	
^{93}Zr	--	
^{94}Nb	?	
^{99}Tc	--	++
^{107}Pd	+	
^{126}Sn	?	
^{129}I	++	
^{135}Cs	++	
U	--	+
Np	--	+
Pu	-	--
Am	-	
Cm	-	

Tableau III

Annexe 2 : Inventaire des solutions envisageables

Analyse par produits de l'aval du cycle

Cette annexe expose plus en détails la démarche annoncée au chapitre 4 sous chapitre 4.2 : Analyse par produits. Elle peut être lue à sa place pour plus de détails. Les têtes de paragraphe et les conclusions en termes d'orientation des recherches sont évidemment identiques dans les deux textes. En regard de chaque orientation de recherche, est indiqué le numéro et le titre du paragraphe du chapitre 5 décrivant les recherches mises en œuvre dans le cadre de cette orientation.

L'analyse sera menée suivant le principe exposé au sous-chapitre 4.1. en se posant pour chaque produit les questions qui ont été proposées. Elle portera sur trois grandes catégories de produits¹ :

- les produits considérés comme des déchets résultant de la mise en oeuvre passée et à venir des technologies actuelles ;
- les produits sans emploi dans le cycle ;
- les produits du futur.

Dans tous les cas, il convient de rappeler que les divers produits sont caractérisés par de multiples paramètres: physiques, chimiques, mécaniques. Une attention particulière est portée aux radioéléments dont l'activité et la durée de vie constituent deux paramètres clés de la gestion des déchets, au sens de la loi. Selon les solutions envisagées, d'autres paramètres particulièrement importants entrent en ligne de compte tels ceux liés à la physico-chimie, aux propriétés thermiques, géochimiques... Au fil de l'analyse, les volumes effectifs ou prévisionnels de chacun des produits seront rappelés. Il ne s'agit évidemment que d'un paramètre parmi d'autres et qui, dans certains cas, est loin d'être déterminant.

En particulier, il est important de rappeler que le volume de produits se trouvant actuellement en entreposage n'est pas assimilable au volume nécessaire pour stocker ces produits en formation géologique profonde, ce dernier dépendant des conditions locales et de paramètres comme la nature physico-chimique ou le dégagement thermique qui peuvent jouer un rôle essentiel.

¹ Cette démarche n'a pas d'objectif normatif de classification, que ce soit en déchet ultime ou en produit à usage différé. Il s'agit d'une analyse des recherches à long terme. Ces dernières doivent porter sur l'ensemble du domaine et prendre en compte autant que faire se peut les évolutions futures, sans se limiter aux définitions actuelles.

De plus, si la réduction des volumes constitue un objectif important, elle est loin d'être l'unique objet des recherches. La réduction des risques potentiels, et donc la prise en compte de la " nocivité " des produits doit également être au coeur des recherches. Cette " nocivité " est avant tout liée à l'activité des radionucléides contenus dans les déchets. Il convient également d'évaluer le risque représenté par les toxiques chimiques qu'ils renferment.

1- Les produits considérés comme des déchets résultant de la mise en œuvre passée et à venir des technologies actuelles

On distinguera trois sous-ensembles :

- les produits conditionnés ;
- les produits non conditionnés ;
- les produits à venir du fait de l'amélioration continue des pratiques industrielles.

1.1- Les produits conditionnés

Les produits conditionnés peuvent être partagés en plusieurs catégories. **A titre d'ordre de grandeur**, on indiquera pour chacun d'eux les volumes prévisionnels autour de l'an 2000. Il faut de nouveau insister sur le fait que ces chiffres ne constituent qu'un paramètre indicatif pour la recherche et doivent être complétés par de multiples autres données :

- 1.500 m³ de produits vitrifiés (produits de fission et actinides mineurs), désignés comme déchets C
- 26.500 m³ de déchets B, tels que décrits à l'annexe 2 et comprenant des enrobés bitumés (boues de traitement d'effluents), des coques et embouts cimentés (issus des gaines de combustibles) et des déchets métalliques divers cimentés.

1.1.1- Produits vitrifiés

Ces produits sont issus du retraitement des combustibles usés. Ils se caractérisent par leur très forte activité provenant de radionucléides à vie courte et moyenne, produisant initialement un important dégagement de chaleur qui reste significatif durant quelques siècles, et par la présence de radionucléides à vie longue. Ils se trouvent actuellement sous un conditionnement stable et de bonne qualité qui permet un entreposage sûr pour une période de cinquante ans au moins.

Dès lors, à partir des questions du 4.1, on aboutit aux conclusions suivantes :

- 1- Ces produits ne paraissent pas susceptibles d'une réutilisation dans une filière nucléaire, leur valeur énergétique et leur potentiel d'utilisation sont négligeables.
- 2- En cas de nécessité, il ne serait pas techniquement impossible de reprendre les verres pour les dissoudre. Cela demanderait toutefois une installation industrielle à construire, le coût de reprise des verres restant à évaluer en regard du bénéfice attendu, tant du point de vue de la sûreté que du point de vue économique. De plus, cette solution ne présenterait d'intérêt que si l'on disposait en aval d'une solution de gestion des produits qui seraient ainsi libérés (actinides et produits de fission). Cette solution relèverait de l'axe séparation-transmutation. Or, en l'état, les techniques de séparation

des radionucléides ne sont pas disponibles et la faisabilité de la voie transmutation est étudiée, mais non acquise.

Les verres constituent une matrice de conditionnement pour l'entreposage dont la qualité est reconnue par toutes les autorités de sûreté concernées. Elle apporte une importante garantie en matière de sûreté. Il n'est pas envisagé aujourd'hui de remettre en question la vitrification. Ce questionnement pourrait être relancé si des difficultés surgissaient et des solutions plus sûres encore s'offraient. Pour ces raisons, de nouvelles recherches ne sont pas menées sur la reprise des produits vitrifiés.

3- Il convient donc d'étudier les solutions possibles dans le cadre des axes 2 et 3 de la loi.

L'“ **Entreposage de longue durée** ” des **produits vitrifiés** suppose une réflexion approfondie pour définir ses contraintes, ses modalités et sa durée en accord avec les principes de la loi et en liaison avec un éventuel stockage. Les travaux à conduire recouvrent notamment l'étude du comportement des colis (effets du dégagement thermique, tenue à long terme de la matrice au rayonnement, tenue de l'enveloppe métallique).

Pour le “ *stockage en formation géologique profonde* ” les déchets verres constituent un paramètre dimensionnant pour l'ensemble du stockage, en l'absence de combustibles irradiés, pour les raisons suivantes :

- contenu en radionucléides: les verres contiennent environ 97% des radionucléides des déchets de moyenne et haute activité et à vie longue; à l'exception notable de l'iode présent seulement dans les coques et les embouts.
- thermique: les déchets verres sont à l'origine des dégagements de chaleur les plus importants,
- études de réversibilité: compte tenu de leur plus grande concentration en radionucléides, les verres sont les premiers concernés par les réflexions sur la réversibilité. En revanche, les verres ne représentent qu'environ 5 à 7% du volume des déchets destinés au stockage en formation géologique profonde.

La conception du stockage prendra en compte ces caractéristiques en liaison avec les spécificités du site. Les études sur la tenue à long terme de la matrice vitreuse, ainsi que celles sur la migration éventuelle des radionucléides contenus dans les verres à travers les différentes barrières, dont la barrière géologique, fournissent des éléments importants sur l'évaluation de performance et de sûreté à long terme du stockage. La manutention des colis est étudiée en liaison avec l'évaluation des degrés de réversibilité.

1.1.2- Produits cimentés, compactés ou bitumés de natures diverses

Ces produits se caractérisent par leur volume plus important. Ils dégagent peu de chaleur. Leur activité est considérablement plus faible que celle des produits vitrifiés, elle est d'ailleurs diluée dans un volume plus important. Ils proviennent du retraitement et sont constitués des boues de traitement d'effluents, des coques et embouts du combustible, de déchets technologiques divers. Leur activité est due à un spectre très varié de nucléides: actinides, produits de fission, produits d'activation.

Dès lors, à partir des questions du sous chapitre 4.1, on peut aboutir aux conclusions suivantes :

- 1- Ces produits ne paraissent pas susceptibles d'une réutilisation.

2- Leur reprise en vue d'une application de l'axe 1 de la loi (séparation-transmutation), bien que techniquement possible, ne semble pas pertinente pour plusieurs raisons :

- Ils ne contiennent qu'une part marginale des éléments à vie longue. La faisabilité de la séparation-transmutation apparaît incertaine et les coûts de déconditionnement augmenteraient la difficulté.
- Les spécifications des produits cimentés et bitumés ont été approuvées par les autorités de sûreté concernées pour le conditionnement et l'entreposage.
- Pour les coques et embouts, la voie de la décontamination pour déclassement en déchets A a été explorée et n'a pas abouti en l'état.

3- Il convient donc d'étudier les solutions possibles dans le cadre des axes 2 et 3 de la loi.

L'étude de l'“ **Entreposage de longue durée** ” des **produits cimentés, bitumés ou autres** portera principalement sur la vérification de la stabilité du conditionnement, sur les possibilités de reconditionnement de colis défectueux et sur leur caractérisation en vue d'un éventuel stockage.

L'étude du “ **stockage en formation géologique profonde** ” des **produits cimentés, bitumés ou autres** prend en compte le volume de ces produits, qui est plus important que celui des verres. Elle comprend l'étude du comportement à long terme des matrices avec leur spécificité physico-chimique. Notamment les coques et embouts sont contaminés par l'iode radioactif. Ces déchets sont pour partie dimensionnants en ce qui concerne la migration des radionucléides les plus mobiles qu'ils comportent (notamment l'iode 129) à travers les barrières, du moins en l'absence de quantités significatives de combustibles usés. Les travaux de l'axe 2 bénéficient en la matière de ceux de l'axe 3 sur l'étude du comportement à long terme des matrices avec leur spécificité physico-chimique et sur les matrices de conditionnement spécifique. Les études sur le comportement des radionucléides sont de même nature que dans le cas des verres.

Orientations des recherches concernant les produits conditionnés :

- * Les modalités d'une reprise éventuelle des déchets vitrifiés, voire d'un entreposage des calcinats, ont été passées en revue par le CEA courant 99. Il n'y a pas de nouvelles recherches prévues actuellement sur ce thème Pas de recherche sur la reprise systématique des déchets de moyenne activité déjà cimentés ou bitumés.
- * Etude des conditionnements et des colis existants pour juger de leur adéquation avec l'entreposage de longue durée et avec le stockage en formation géologique profonde : spécifications des colis et critères d'acceptation en entreposage de longue durée, procédés de reconditionnement en cas de dégradation ; Etapes : 2001, 2005. (§5.3.1.3 Critères d'acceptation et caractérisation des colis de déchets, §5.3.2.2.3. Le conteneur au cœur de la stratégie)
- * **Recherches sur l'entreposage de longue durée et le stockage en formation géologique profonde :** la forte radioactivité et le dégagement thermique pendant la phase initiale des **déchets vitrifiés** demandent des recherches sur l'impact du dégagement thermique des verres et sur les questions de manipulation des colis et l'ingénierie associée. En ce qui concerne les **déchets cimentés, compactés ou bitumés**, les principaux domaines d'action visent la réduction des volumes et l'amélioration des performances des matrices.

Ces recherches, développements et études constituent le cœur des axes 2 et 3 de la loi du 30/12 1991 qui son décrites au sous-chapitre 5.2. et 5.3. Elles comprennent notamment les travaux suivants :

- * Comportement à long terme des matrices d'enrobage, des colis et des verres ; synthèse des connaissances et modèles opérationnels ; Etapes : 1999, 2001, 2005 (§ 5.3.1.2 Etude du comportement à long terme des colis, §5.3.1.3 Critères d'acceptation et caractérisation des colis de déchets)
- * Etudes de concepts de stockage et d'entreposage de longue durée et études de sûreté associées. Etapes : 2001, 2006+ (§ 5.2.1 Stratégie générale des recherches de l'axe 2, §5.3.2. Entreposage de longue durée en surface ou en subsurface)

Conformément à la loi du 30 décembre 1991, ces recherches doivent apporter les éléments d'appréciation nécessaires au gouvernement et au Parlement en vue d'une décision en 2006 concernant la création d'installations d'entreposage et d'un centre de stockage des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue.

1.2- Les produits non conditionnés

A titre d'ordre de grandeur pour les principales quantités en jeu, ces produits comprennent actuellement :

- les boues STE 2 (estimation après traitement par bitumage optimisé en cours d'étude: 7000 m3)
- les coques et embouts non conditionnés (estimation: 3100 m3)
- les produits technologiques divers et de démantèlement (10300 m3)

Au fur et à mesure, d'autres éléments, en quantité sensiblement plus faible, pourront apparaître dont il sera nécessaire d'envisager le traitement. Une très grande attention est portée à la question des déchets anciens à reprendre ou à conditionner.

Les produits mentionnés possèdent les mêmes caractéristiques que leurs homologues décrits ci-dessus. Dès lors, à partir des questions du 4.1, on aboutit aux conclusions suivantes :

- 1- Ces produits ne paraissent pas susceptibles d'une réutilisation.
- 2- L'application des recherches conduites dans le cadre de l'axe 1 sur la séparation-transmutation n'apparaît pas pertinente en l'état. Des solutions peuvent toutefois être examinées pour réduire la radiotoxicité de ces produits par transfert vers des produits plus concentrés en activité ou par la voie de la décontamination en produits recyclables.
- 3- Les études sur le conditionnement des produits se consacrent principalement à la réduction des volumes.

◇ Coques et embouts, déchets de structures

Un procédé de “ **conditionnement** ” par compactage a été développé conduisant à une réduction du volume de déchets. Il sera mis en oeuvre dans un atelier en construction qui traitera les produits à venir et le stock non conditionné.

◇ Boues STE 2

Il s'agit de boues issues de l'ancienne station de traitement d'effluents de l'usine de retraitement. La station de traitement des effluents STE2 de La Hague a assuré de 1966, date de sa mise en actif, à 1989, date de démarrage de la station STE3, la réception et la décontamination des effluents liquides radioactifs générés principalement par les ateliers d'UP2 400. Les différents traitements par coprécipitation chimique, appliqués principalement à des effluents de faible et moyenne activité, ont généré environ 9400 m³ de boues entreposées dans 7 silos. L'inventaire contenu dans ces silos est connu.

Au terme des études de conditionnement, le procédé qualifié aujourd'hui est le bitumage. La caractérisation des boues a montré que la spécification en vigueur pour les bitumes STE3 est directement utilisable pour le bitumage des boues STE2, mais conduirait à créer un nombre important de fûts. Il est donc actuellement étudié une modification de la spécification, visant à augmenter l'activité équivalente maximum par fût de 140 Ci à 350 Ci. Cette augmentation du taux d'incorporation permettrait de diminuer le nombre total de fûts à produire d'un facteur 2,5 environ. Des procédés alternatifs sont également étudiés (essentiellement la céramisation – voir chapitre 5.3.1.1.3 et annexe 6).

◇ Déchets technologiques issus du procédé de retraitement et du démantèlement d'installations

Les déchets technologiques pourraient trouver un “ **conditionnement** ” sous forme d'une opération de cimentage ou de compactage. Des conteneurs susceptibles d'accueillir les déchets en vrac sont étudiés.

Les recherches sur l’“ **entreposage de longue durée** ” et le “ **stockage en formation géologique profonde** ” sont communes avec celles concernant les produits déjà conditionnés.

Orientations des recherches concernant les produits non conditionnés :

Etudes sur les conditionnements et/ou conteneurs susceptibles d'accueillir certains déchets, notamment ceux résultant des opérations de reprise et conditionnement associées au démantèlement des anciennes installations du cycle, l'objectif étant de les rendre compatibles avec les spécifications de colis retenues pour l'entreposage de longue durée et pour le stockage en formation géologique profonde. (§5.3.1.1.2.Traitement et conditionnement des déchets anciens)

1.3- Les produits résultant de l'amélioration continue des pratiques industrielles

Dans le prolongement de la pratique industrielle actuelle, on s'intéresse aux produits qui résulteront à l'avenir du retraitement des combustibles UOX. Il s'agit donc de recherches visant à optimiser les solutions actuelles.

Les deux orientations principales sont :

- la possibilité de réduire les volumes des produits concernés ;
 - la possibilité d'une répartition différente de l'activité entre les divers produits (avec transfert vers les verres).
- * Les recherches ont été menées principalement dans le cadre du programme PURETEX, avec l'objectif d'une réduction moyenne d'un facteur six des volumes de produits issus d'une tonne de combustible retraité, par rapport aux options initiales de conception de l'usine de La Hague (figure 4.3.I p.46).
 - * L'option consistant à concentrer au maximum l'activité dans les produits vitrifiés conduit à des travaux pour s'assurer que ces derniers sont à même d'accepter les éléments chimiques supplémentaires qu'ils recueilleront ainsi.
 - * Des recherches sont également conduites pour la décontamination et l'incinération de sous-produits divers du retraitement.
 - * Il faut également mentionner le cas des effluents des installations. Il s'agit essentiellement des rejets d'iode. Le cas du tritium est à examiner.
 - * Les recherches anticipent également une éventuelle évolution des taux de combustion pour les combustibles UOX qui impliquerait d'ajuster les procédés de retraitement.

Ces diverses recherches ne modifient pas qualitativement la nature des recherches déjà évoquées et à conduire dans le cadre des voies **“entreposage de longue durée”, “conditionnement” et “stockage en formation géologique profonde”**.

**Orientations des recherches concernant les produits résultant de
l'amélioration continue des pratiques industrielles :**

- * Etudes sur la décontamination en vue de réduire le volume de déchets. (§ 5.3.1.1.3. Procédés de traitement et conditionnement)
- * Recherches sur la céramisation de certains déchets. (§ 5.3.1.1.1. Nouvelles matrices de conditionnement)
- * Recherches sur le conditionnement des effluents et les matrices de conditionnement. (§ 5.3.1.1.1. Nouvelles matrices de conditionnement, § 5.3.1.1.2. Traitement et conditionnement des déchets anciens)
- * Recherches sur la prise en compte des hauts taux de combustion au retraitement. (§ 5.3.1.1.1. Nouvelles matrices de conditionnement)

Résultats introduits à mesure dans les procédés industriels. Une synthèse sera présentée en 2006

2- Les produits actuellement sans emploi dans le cycle

Les produits sans usage sont principalement :

- * l'uranium appauvri (à l'exception des quantités recyclées dans les combustibles MOX)
- * l'uranium de retraitement (à l'exception de celui nécessaire à la fabrication d'une à deux recharges)
- * les combustibles usés qui pourraient ne pas être retraités
 - combustibles de réacteurs de recherche restant à la fermeture d'UP1 ou issus de la propulsion navale
 - combustibles MOX

2.1- L'uranium appauvri

L'uranium appauvri actuellement sans usage représente 7000 tonnes/an. Il s'agit d'un produit actuellement entreposé en surface.

De l'examen des questions du 4.1, il ressort :

- * Ce produit est, depuis plusieurs années, utilisé en quantité relativement modeste comme matrice support du combustible MOX
- * Ce produit est susceptible d'une réutilisation dans un cycle nucléaire, par exemple il pourrait être employé à long terme dans des réacteurs à neutrons rapides surgénérateurs. Les conditions d'une telle utilisation et les déchets résultant restent à étudier. Les besoins futurs en termes d'uranium appauvri sont inconnus à ce jour.
- * En l'état, les besoins de recherche concernent principalement les conditions d'“**entreposage de longue durée**”. Un conditionnement sous forme d'oxyde en conteneurs a été mis au point. Il doit être étudié dans la perspective de l'entreposage de longue durée.

2.2- L'uranium de retraitement

L'uranium de retraitement non recyclé représente 550 à 700 tonnes/an. Il constitue un stock stratégique qui est entreposé en surface. Une faible partie a été recyclée par EDF (deux recharges par an dans les réacteurs CRUAS 3 et 4).

De l'examen des questions du 4.1, il ressort :

- * Lorsqu'il résulte d'un premier retraitement (après un premier passage en réacteur), ce produit peut être ré-enrichi pour la fabrication de combustibles. Toutefois, après un deuxième passage, sa composition isotopique dégradée conduit, pour l'instant, à écarter une telle réutilisation. L'application de techniques de séparation laser en cours de développement pour l'enrichissement pourrait isoler éventuellement les isotopes problématiques. Il resterait encore à trouver pour ces derniers un emploi ou un conditionnement.
- * L'uranium de retraitement appelle également des études sur **“l'entreposage de longue durée”**.

2.3- Les combustibles usés qui pourraient ne pas être retraités

Ils se composent principalement de:

- combustibles des divers réacteurs de recherche
- combustibles liés à la propulsion navale
- combustibles comportant de l'uranium issu d'un premier retraitement
- combustibles MOX
- combustibles UOX à très long terme en cas de changement de la stratégie actuelle

Le choix du non retraitement n'a pas été pris, par aucun des acteurs du nucléaire français. La politique actuelle d'EdF est d'attendre avant de décider du sort des combustibles MOX et URE (uranium "de retraitement" réenrichi).

Ces produits concentrent l'essentiel des radioéléments mentionnés dans les paragraphes précédents. Ils comportent en particulier du plutonium, des actinides mineurs et des produits de fission à vie longue. En l'état, ils sont entreposés en surface soit en piscines, soit à sec (installation CASCAD au CEA).

Deux grandes options sont a priori ouvertes pour ces produits.

- * Il est possible de les considérer comme des produits définitivement sans usage, en conséquence de ne pas les retraiter. In fine, ils seraient ainsi voués à **“l'entreposage”** et au **“stockage en formation géologique profonde”**.
- * Il est possible de les retraiter ou de leur faire subir tout traitement permettant de trouver une solution de gestion. L'analyse à conduire est alors différente. Les produits étudiés jusqu'à présent l'étaient dans le cadre d'un fonctionnement sans variation majeure des caractéristiques de l'aval du cycle. En revanche, la définition de la stratégie des recherches suppose de considérer, de manière large, des évolutions de l'ensemble du cycle. En particulier, les solutions impliquant la **“séparation-transmutation”** ne trouveraient leur mise en oeuvre concrète que dans le cadre de filières nucléaires sensiblement différentes de l'option actuelle. Pour la clarté de l'exposé, cette analyse est donc renvoyée à la prochaine section consacrée aux produits du futur.

Dans cette section, on examinera donc les recherches nécessaires pour l'entreposage de longue durée et le stockage en formation géologique profonde des combustibles.

Les travaux sur **“l'entreposage de longue durée” en surface des combustibles usés** appellent des évaluations précises sur les durées admissibles d'entreposage en l'état et sur les diverses solutions envisageables. Cela implique de bien étudier et apprécier le comportement et la tenue à long terme, la possibilité de reprise de ces différents types de combustibles fait partie des principes directeurs de la conception d'une installation d'entreposage..

Les recherches relatives au **“stockage”** en l'état des combustibles irradiés concernent la manutention des colis, l'étude des phénomènes thermiques (notamment l'incidence de la durée de décroissance en entreposage de longue durée), et en liaison avec les axes 2 et 3 prévus par la loi, la définition d'éventuels conditionnements, la nature et la caractérisation des colis, le comportement à long terme des colis dans le stockage. En cas de stockage direct des combustibles usés, ceux-ci seraient dimensionnants pour le stockage du point de vue de critères majeurs tels que: contenu en radionucléides, y compris plutonium et uranium, et dégagement thermique.

**Orientations des recherches concernant les combustibles usés
susceptibles d'être non retraités**

- * Recherches sur les conditions d'entreposage de longue durée des combustibles usés : comportement des matériaux des assemblages combustibles dans les différentes situations qu'ils auront à supporter : transport et manutention (sous eau ou à sec). (§ 5.3.2.2. L'entreposage de longue durée)
- * Recherches sur les matrices de conditionnement pour combustibles usés. (§ 5.3.1.1.1. Nouvelles matrices de conditionnement)
- * Recherches sur le comportement des combustibles usés en stockage dans une formation géologique profonde. (§ 5.3.1.2. Etude du comportement à long terme des colis)

Résultats à présenter en 2006

3- Les produits du futur

Dans cette section, on reprend l'examen du cas des combustibles en se plaçant cette fois dans une hypothèse de traitement complémentaire pour ces derniers. Cela débouche, dans la plupart des cas, sur la mise en oeuvre de filières nouvelles, incluant le retraitement. Ces dernières engendrent, de par leur structure et les choix industriels en la matière, des types de déchets pourvus de caractéristiques différentes qui ne peuvent être entièrement précisées.

Les recherches conduites ne sont pas destinées à déboucher à brève échéance tant du fait de leur complexité relative que de la nécessité de dispositifs à l'échelle industrielle à même de les relayer. Les éléments techniques de faisabilité qui pourront être acquis seront décisifs pour les prises de décisions politiques, industrielles ou économiques à venir. Il est également envisageable que le résultat de certaines recherches amène à différer certaines décisions pour conserver un éventail de choix ouvert.

Les produits à venir résulteront des modifications éventuelles de la filière nucléaire ou des choix opérés en matière d'aval du cycle. Il n'est pas possible de les aborder sous la forme qu'ils revêtent actuellement. Pour permettre une analyse claire, il faut donc en revenir aux principales substances contenues dans ces produits et contribuant à leur activité :

- plutonium (et uranium)
- actinides mineurs, notamment américium, curium et neptunium
- produits de fission à vie longue, tels que césium 135, technétium 99 et iode 129

1-Les produits envisagés (i.e les combustibles) sont susceptibles d’une réutilisation dans une filière nucléaire. La première étape pour ce faire est le **retraitement**. Il faut donc conduire les recherches correspondantes. Elles peuvent porter sur des procédés prolongeant les choix actuels, une certaine attention doit également être prêtée à d’éventuels procédés innovants.

Dans le cas le plus général, ce retraitement engendrera des produits tels que ceux mentionnés ci-dessus: plutonium, actinides mineurs et produits de fission, ce sous une forme plus ou moins séparée. On notera également que ce retraitement produira inéluctablement des produits du type déchets technologiques ou coques et embouts pour lesquels on renvoie aux sections précédentes.

2- Les produits résultant du retraitement évoqué précédemment sont susceptibles de traitement permettant de réduire leur nocivité. La voie de recherche principale s’inscrit dans le cadre de l’axe 1 de la loi sur la “ **séparation et à la transmutation des éléments à vie longue** ”.

La voie de la séparation poussée est celle qui doit permettre d’isoler le plus complètement possible les divers radionucléides à vie longue. Les recherches à conduire sont présentées par substance ou famille de substances.

◇ Plutonium

Compte tenu de son potentiel énergétique, valorisé industriellement dans les combustibles MOX, le plutonium ne peut être considéré comme un déchet. Les études menées en soutien aux industriels sur le recyclage du plutonium (retraitement et consommation en réacteur) ne s’inscrivent pas dans le champ des recherches de la Loi. Néanmoins le plutonium est le principal contributeur en terme de radioactivité à long terme, et les études de scénarios concernant la gestion des déchets à vie longue doivent s’articuler par rapport à celles qui concernent la gestion à long terme du plutonium. A ce titre les résultats des études stratégies d’utilisation à long terme du plutonium dans différentes configurations de parc et modes de gestion de coeurs et combustibles, sont présentés à la CNE.

Rappelons que :

- * Le retraitement actuel sépare déjà environ 99,9% du plutonium.
- * Si l’on acceptait de laisser davantage de plutonium dans les déchets, une option de retraitement simplifié, moins coûteuse, serait possible. Le plutonium en excédent s’ajoutant au contenu usuel des déchets vitrifiés. Cette option serait, en ce qui concerne le plutonium, une solution de gestion intermédiaire entre la pratique actuelle et le stockage en l’état des combustibles évoqué ci-dessus.
- * Si, en revanche, on souhaite limiter autant que faire se peut la part du plutonium dans les déchets ultimes, cela conduit à envisager plusieurs solutions de “**consommation**” de ce produit pour en réduire le stock :
 - option du multirecyclage en réacteurs à eau sous pression qui permettrait de stabiliser l’inventaire en plutonium dans les installations du cycle. Elle implique un parc de réacteurs et

une gestion du combustible dont les caractéristiques pourraient être significativement différentes de l'actuel : RMA², MOX à uranium enrichi, etc...,

- consommation dans des réacteurs à neutrons rapides,
- options innovantes, avec une importance particulière des systèmes hybrides.

Dans tous les cas, des déchets secondaires seraient induits dont l'évaluation reste à conduire.

◇ Actinides et produits de fission

- * Les recherches concernant les actinides mineurs et les produits de fission supposent la mise au point de méthodes de **“séparation”**. Leur finesse et leur ampleur dépendront évidemment des objectifs poursuivis. L'objectif des recherches est la faisabilité technique d'un procédé de séparation de 99,9% de l'américium, du curium et du neptunium.

Pour les produits de fission, leur contribution éventuelle à la dose à l'exutoire implique de prêter une attention particulière à l'iode 129, au césium 135, au technétium 99. D'autres radionucléides seront pris en considération en fonction de l'avancement des études d'impact.

Les travaux à conduire s'appuient sur une analyse parallèle des risques relatifs à chaque substance.

- * L'intérêt de la séparation poussée des actinides repose sur le développement parallèle de la **“transmutation”**. Cette dernière donne lieu à plusieurs voies de recherche :

- incinération en réacteurs classiques aménagés
- “ “ à neutrons rapides
- “ “ innovants, notamment au moyen de dispositifs hybrides

- * La situation est similaire pour les produits de fission. Toutefois, les voies utilisées pour une réduction des radionucléides à vie longue peuvent présenter des difficultés plus considérables. Il s'agit en effet de provoquer des captures neutroniques d'où résultent des radionucléides à vie courte (et généralement beaucoup plus actifs au départ) dont la décroissance mènera à terme à des éléments stables.

Par ailleurs, faute de transmutation, certains produits de fission ayant un impact marqué à l'exutoire pourraient nécessiter un **“conditionnement”** spécifique. Les travaux conduits sur la séparation poussée trouveraient alors leur débouché dans la réalisation de matrices particulières pour certains produits, indépendamment de possibilités de transmutation. Cette voie est développée en parallèle avec les travaux relatifs à la sûreté d'un éventuel stockage.

◇ Produits du type coques, embouts ou technologiques divers

On rappelle pour mémoire la présence de ces produits et on renvoie à l'analyse précédente.

◇ Nouveaux déchets issus des procédés mis en oeuvre

Après la séparation, il se peut que certains produits à vie courte, ou même à vie longue, ne soient pas amenés à être transmutés, mais entreposés et stockés. Ils constitueraient donc de nouveaux déchets.

² RMA : réacteur à modération accrue

Par ailleurs, dans tous les cas, la transmutation impliquera la fabrication de cibles sur matrice inerte ou de combustibles spécifiques. Dès lors, la cible ou le combustible usés sont des produits à prendre en compte. A titre d'exemple, on mentionnera l'importance de la définition des matrices supports des cibles au niveau de leur traitement ultérieur.

Les études précédentes seront certes liées à nombre de produits actuellement existants, elles mettront plus généralement en jeu de nouvelles options industrielles et techniques en matière de cycle électro-nucléaire. Plusieurs pistes sont envisageables :

- * poursuite de la stratégie actuelle avec multirecyclage.

- * utilisation de réacteurs à modération accrue pour les MOX.

Cela permettrait une meilleure consommation du plutonium que dans les REP standards. Pour aller au-delà, il faudrait envisager la séparation poussée et la transmutation. On serait alors ramené aux thématiques de recherche envisagées pour les combustibles en attente évoqués ci-dessus. Cela entraînerait, de même que dans les autres cas, des déchets technologiques ou de procédé.

- * recyclage homogène du plutonium dans tous les réacteurs d'un parc REP.

Cela suppose l'utilisation de MOX à support uranium enrichi et permettrait le multirecyclage de la totalité du plutonium. La question des actinides, en augmentation, des produits de fission à vie longue et de l'URT avec encore une enrichissement en U235 important, demeurerait ouverte. Les autres déchets issus du retraitement seraient présents. La mise en oeuvre industrielle supposerait de nouvelles capacités de production de combustibles proches du MOX.

- * mise en place d'un parc mixte de réacteurs innovants (neutrons rapides ou autres) et de réacteurs à eau.

Cela permettrait a priori d'atteindre un équilibre entre la production et la consommation de plutonium et d'actinides mineurs. La question des produits de fission reste ouverte. Des produits supplémentaires s'ajouteraient par rapport aux cas précédents avec les cibles d'incinération et des déchets de procédé. Cette hypothèse repose évidemment sur une capacité de séparation accrue des divers produits issus du retraitement.

- * cycle thorium

L'apport serait d'utiliser une matière aussi largement disponible sur le globe que l'uranium. Le cycle Thorium est en cours de réexamen, mais suppose la conception d'installations industrielles nouvelles et le développement d'un cycle du combustible entièrement nouveau.

- * développement de systèmes hybrides combinant réacteur et accélérateur

Il s'agirait d'utiliser un dispositif combinant un accélérateur de particules qui contribuerait à produire, par spallation, des neutrons alimentant un réacteur sous-critique. Ces systèmes pourraient permettre de se consacrer spécifiquement à la destruction de certains actinides et produits de fission, et donc de fournir un mode de gestion des produits issus de l'aval du cycle, sans exclure d'autres intérêts possibles. Une réflexion est entreprise sur le cahier des charges d'un éventuel démonstrateur dans ce domaine.

Orientations des recherches concernant les produits du futur :

- * Etude du retraitement poussé des divers combustibles ; séparation des principaux actinides et produits de fission. (§ 5.1.1 La séparation poussée)
- * Recherches sur la transmutation du plutonium, des actinides mineurs et des produits de fission. (§ 5.1.2. La transmutation)
 - études de parcs divers de réacteurs assurant un équilibre production-consommation de plutonium et d'actinides mineurs, notamment à eau avec recyclage homogène du plutonium et si possible des autres actinides. (§ 5.1.3. Etude de scénarios de mise en œuvre de l'axe 1)
 - étude de la consommation des produits en réacteurs critiques. (§ 5.1.2.1. Les programmes sur la transmutation en réacteurs critiques)
 - études de dispositifs innovants de transmutation des actinides et des produits de fission avec préparation du cahier des charges d'un démonstrateur de systèmes hybrides. (§ 5.1.2.2. Les programmes sur la transmutation en réacteurs innovants)
- * Recherches sur les conditionnements spécifiques de certains radionucléides à vie longue. (§ 5.3.1.1.1. Nouvelles matrices de conditionnement)
- * Evaluation de filières nouvelles, notamment réexamen du cycle thorium et examen de scénarios possibles de mise en œuvre. (§ 5.1.3. Etude de scénarios de mise en œuvre de l'axe 1)

Résultats à présenter en 2006, puis en fonction des décisions , développement de solutions qui devront être prises en compte dans les options industrielles du XXI^{ème} siècle.

Annexe 3 : Programmes de recherche de l'axe 1 : compléments techniques

1- Les options ou variantes pour les étapes SANEX et SESAME

Afin de conserver une ouverture dans la gamme des procédés étudiés, diverses options ou variantes font l'objet d'études et d'expérimentations. Si elles restent limitées (en relevant davantage de l'optimisation de détail) pour le procédé DIAMEX et l'extraction sélective du césium, elles ont été menées à un niveau significatif pour les étapes SANEX et SESAME.

On s'attache ainsi à élargir et approfondir l'éventail des solutions explorées pour la séparation de groupe actinides-lanthanides de l'étape SANEX. Outre la recherche d'architectures adaptées à une extraction sélective des actinides en milieu très acide (qui constituent la voie de référence), on étudie principalement deux variantes :

- l'une, qui pourrait être considérée comme une voie de repli, qui consiste à opérer en milieu très peu acide pour exacerber les potentialités de séparation des molécules azotées ; l'objet de la R&D est ici de maîtriser le pH au cours de l'opération d'extraction (par mise en oeuvre de réactifs-tampons appropriés) et d'éviter la précipitation de certains composés,
- l'autre vise à contracter l'ensemble des opérations nécessaires en procédant à une desextraction sélective des actinides immédiatement en aval de l'opération d'extraction par le diamide : c'est le concept PALADIN, dont les essais préliminaires sur réactifs de simulation ont donné des résultats encourageants.

Les alternatives au schéma de référence SESAME concernent par ailleurs :

- d'une part, la possibilité de complexer l'américium (IV) par un silicotungstate ($\text{Si W}_n \text{O}_{39}^{8-}$) dont la compatibilité avec une éventuelle vitrification paraît meilleure que celle des phosphotungstates,
- d'autre part, la mise en oeuvre d'une séparation par ultrafiltration de l'américium complexé (en substitution à l'extraction par le tributylphosphate de l'américium oxydé).

2-Les moyens techniques de la séparation poussée

L'ensemble de ces travaux de R et D (actinides et produits de fission) s'accompagne de la mise en service des laboratoires ATALANTE en actif à Marcoule dont l'aménagement et l'extension s'étendent sur la période 1994-2000. Il y correspond (figures A.4-I et A.4-II) :

- le bâtiment CHA (chaîne blindée en "Chimie Haute Activité"). Ce dernier regroupera les équipements dédiés aux études de base sur les procédés, sur le traitement des déchets B et sur les cibles de transmutation ;
- un ensemble de laboratoires au bâtiment SGA ("Services Généraux Actifs") destiné aux travaux de recherche et aux analyses diverses portant sur des produits radioactifs émetteurs α

- le LEGS (Laboratoire d'Etudes en Géométrie Sûre) dédié à la mise au point des schémas de validation des codes de calcul des schémas de procédés ;
- le bâtiment DRA, actuellement en phase de construction. Ce bâtiment, appelé aussi ATALANTE II, sera dédié à l'expérimentation sur échantillons réels. Il a donc pour fonction la mise en œuvre complète d'un procédé en conditions représentatives à l'échelle laboratoire. Sa construction a démarré au cours de l'année 1996 pour un début de mise en service en 2001 (chaîne analyse, destinée au soutien analytique en haute activité pour l'ensemble des installations d'ATALANTE) ;
- le bâtiment DHA ("Déchets de Haute Activité") entièrement consacré aux études sur les procédés de conditionnement en très haute activité (vitrification en particulier) et aux analyses de caractérisation des solides produits. Son utilisation est essentiellement prévue dans le cadre des études relatives à l'axe 3 (études de comportement à long terme des colis pour l'entreposage et le stockage et de procédés de conditionnement). L'autorisation de mise en service actif a été délivrée par l'autorité de sûreté en Novembre 2000.

L'installation de ces équipements s'est accompagné du transfert vers Marcoule à mi-1995 des activités et des équipes de recherche en radiochimie précédemment localisées à Fontenay-aux-Roses. A terme les laboratoires ATALANTE seront l'outil de recherche qu'utiliseront environ 200 à 250 chercheurs.

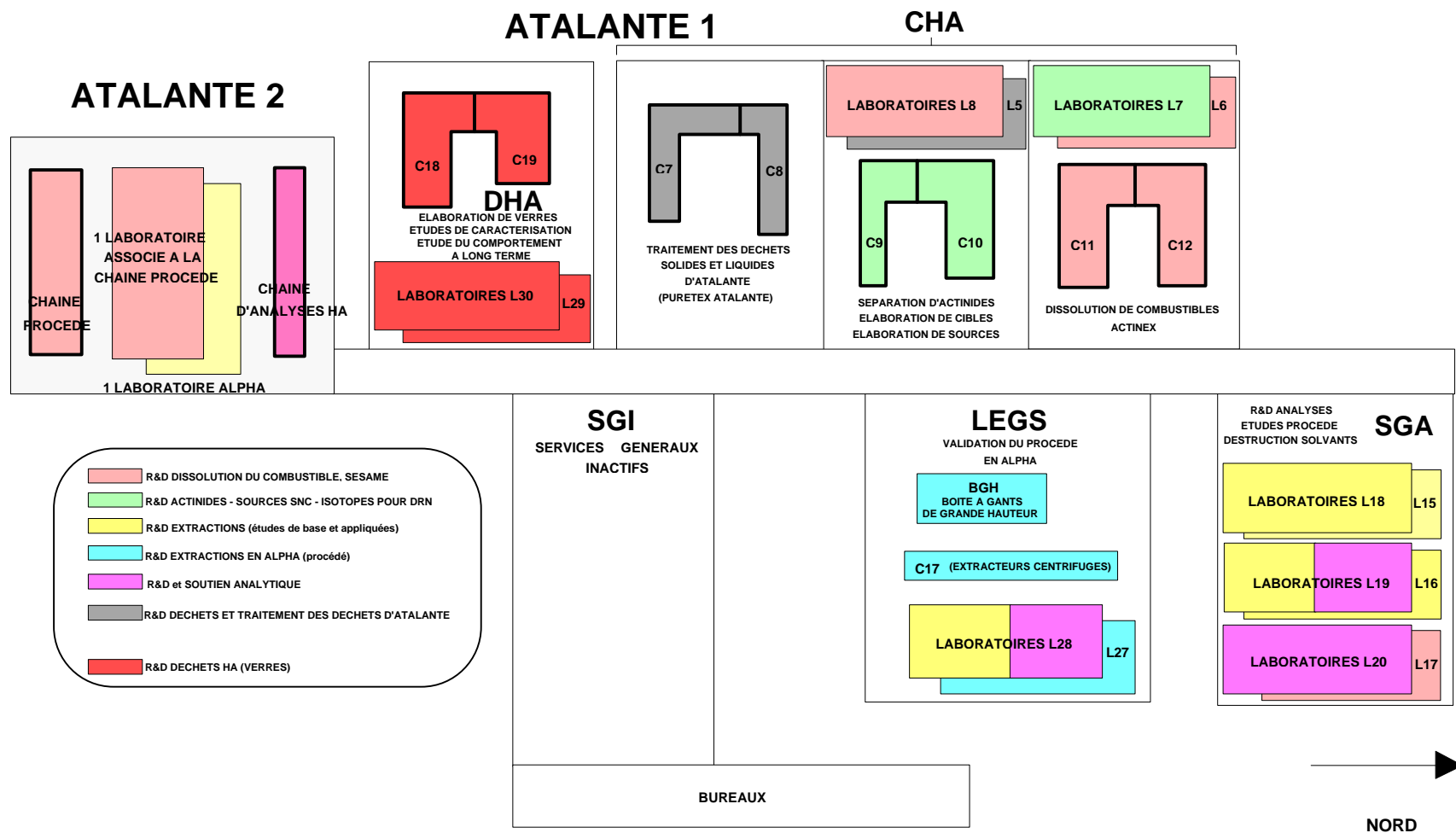


Figure A3-I : Implantation des activités dans Atalante

**SEPARATION DES ELEMENTS A VIE LONGUE :
CALENDRIER GENERAL DES EXPERIMENTATIONS DANS ATALANTE 1 & 2**

NATURE DES EXPERIMENTATIONS	INSTALLATIONS	PROGRAMMATION (*)
1. EXPERIENCES ELEMENTAIRES <hr/> COMPLEMENTS : <ul style="list-style-type: none"> • SOUTIEN ANALYTIQUE • ETUDES FONDAMENTALES 	ATALANTE 1 (LABORATOIRES/CHAINES BLINDEES) ATALANTE 2 (CBA) ATALANTE 2 (LABO)	OPERATIONNEL 2001 2002
2. ESSAIS D'INTEGRATION <hr/> <ul style="list-style-type: none"> • EN ALPHA • EN HAUTE ACTIVITE 	ATALANTE 1/LEGS/C17 ATALANTE 1/C11-C12 ATALANTE 2 (CBP) structure EQUIPEMENT COLONNES PULSEES	OPERATIONNEL 1999 2000 2002

(*) SOUS RESERVE AUTORISATIONS PREALABLES MSA

Figure A.3-II

3- Etudes de scénarios de mise en œuvre de l'axe 1 - Première synthèse des performances d'ensemble pour les configurations de parcs faisant appel aux technologies actuelles.

3.1- Objectifs

Cette étude a été effectuée en grande partie dans le cadre de l'accord de coopération CEA-EDF-FRAMATOME. Elle a pour objectif d'évaluer les performances d'ensemble des scénarios sélectionnés de séparation - transmutation faisant appel aux technologies actuelles. Elle est menée au titre de la recherche afin d'explorer les diverses possibilités et d'ouvrir des perspectives de réflexion, dans le but de fournir des éléments préliminaires à verser au dossier de 2006. Ces recherches ne sont pas effectuées dans une perspective de développement industriel à moyenne échéance.

3.2- Résultats des scénarios sélectionnés en situation d'équilibre¹

Les scénarios ont une période commune jusque en 2010, date à partir de laquelle les scénarios sélectionnés diffèrent.

Les scénarios sélectionnés sont comparés au scénario “ cycle ouvert ” (REP V0).

A l'équilibre, les scénarios sont basés sur trois grandes familles de parcs de réacteurs :

- Parc constitué uniquement de réacteurs de type REP chargés de combustible MIX :
 - Référence : multirecyclage du Pu seul (REP Réf),
 - Variante 1 : multirecyclage du Pu, Np, Am et Cm en mode homogène (REP V1),
 - Variante 2 : multirecyclage du Pu, Np en mode homogène et cibles (Am+Cm) (REP V2),

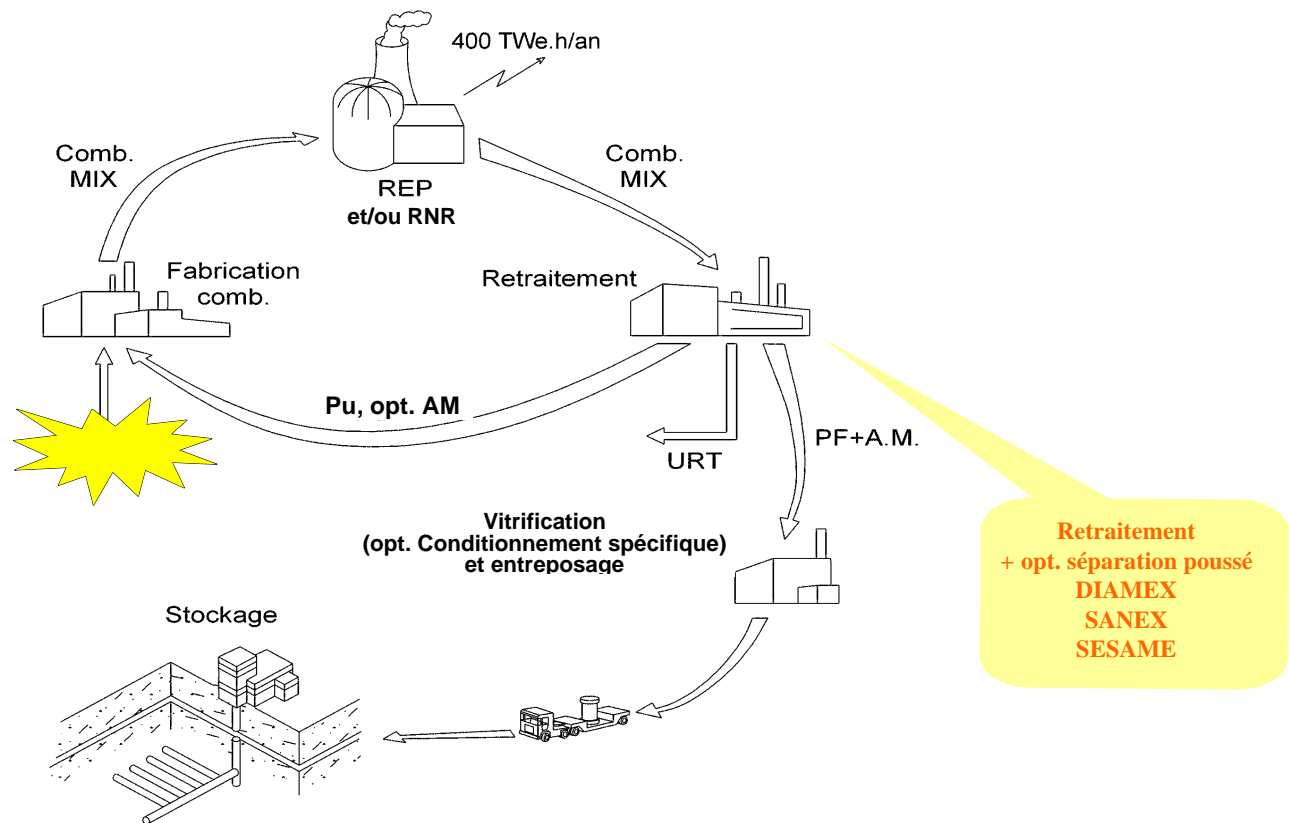
- Parc constitué uniquement de réacteurs de type RNR isogénérateurs :
 - Référence : multirecyclage du Pu seul (RNR Réf),
 - Variante 1 : multirecyclage du Pu, Np, Am et Cm en mode homogène (RNR V1),
 - Variante 2 : multirecyclage du Pu, Np, Am et Cm en mode homogène + cibles PFVL (RNR V2),
 - Variante 3 : multirecyclage du Pu, Np en mode homogène+cibles (Am+Cm)+cibles PFVL (RNR V3),

- Parc constitué de réacteurs de type REP chargés de combustible UOX et de réacteurs de type RNR sous générateur :
 - Référence : multirecyclage du Pu seul (REP RNR Réf),
 - Variante 1 : multirecyclage du Pu, Np en mode homogène et cibles (Am+Cm) (REP RNR V1),
 - Variante 2 : multirecyclage du Pu, Np, en mode homogène + cibles PFVL (REP RNR V2),

¹ L'étude a aussi porté sur les transitoires

Variante 3 : multirecyclage du Pu, Np en mode homogène+cibles (Am+Cm)+cibles PFVL, (REP RNR V3).

La figure ci-dessous résume les différentes étapes du cycle du combustible pour les différents scénarios de séparation – transmutation – conditionnement considérés.



A partir de sa situation en 1998, l'évolution du parc a été simulée avec le code COSI jusqu'en 2010 avec le recyclage du Pu sous forme de MOX dans les réacteurs de type REP.

- La puissance électrique du parc est de 60 Gwe produisant 400 TWhe, les taux de combustion moyens des recharges sont de 60 GWj/t pour les combustibles UOX et MIX et d'environ 140 GWj/t pour les combustibles des RNR. Le temps de refroidissement minimum des combustibles avant retraitement est de 5 ans ; le temps de vieillissement est de 2 ans,
- Les limites d'irradiation des cibles d'(Am+Cm) dans un spectre modéré en RNR conduisent à un taux de fission maximum de 90%,
- Pour les cibles de PFVL, le taux de transmutation est de 50%,
- Le taux de déchets ultimes au retraitement est de 0.1% pour l'U et le Pu. Pour les actinides mineurs, deux taux de pertes sont pris en compte : 0.1% et 1%,
- L'URT est entreposé.

Cette partie de l'étude a consisté à trouver les situations d'équilibre pour chaque scénario, c'est à dire un bilan massique équilibré entre production et consommation dans le parc et une stabilisation des isotopies dans les combustibles. Des modélisations basées sur le code APOLLO2 pour les REP et sur ERANOS pour les RNR ont permis d'obtenir ces situations d'équilibre dite " théorique " car ne prenant pas en compte toutes les contraintes du cycle du combustible.

Les principaux résultats :

Parmi les scénarios sélectionnés, certains conduisent à des situations d'équilibre non viables :

- L'option recyclage en cible hétérogène pour l'Am et le Cm dans un REP chargé de MIX présente des pénalités sur les coefficients de sûreté et sur l'enrichissement en U235 nécessaire (REP variante 2),
- Les recyclages des PF d'une part et de (Am+Cm) d'autre part, tous deux sous forme de cibles prennent trop de place dans un RNR pour arriver à un équilibre (RNR variante 3 et REP + RNR variante 3).

Le tableau, ci-dessous, donne, pour chaque scénario, la proportion de chaque type de réacteurs dans le parc, les flux annuels (tonnes de métal lourd) dans les usines.

Scén.	REP %	RNR %	U nat t/an	MUTS	Fab. UOX	Fab. MIX	Fab. RNR	Fab. cibles	Retrait UOX	Retrait MIX	Retrait RNR
REP V0	100		8271	6.3	817						
REP Réf	100		7320	5.5		817				817	
REP V1	100		7576	5.7		817				817	
RNR Réf		100					336				336
RNR V1		100					336				336
RNR V2		100					357	1.92 PF**			357
REP RNR Réf	45	55	3815	2.8	368		155		368		155
REP RNR V1	44	56	3759	2.8	362		157	1.57 AM*	362		157
REP RNR V2	44	56	3759	2.8	362		157	2.34 PF**	362		157

* Am+Cm

** Tc+I129

Les résultats des autres scénarios montrent des situations d'équilibre "théorique" permettant de stabiliser les inventaires dans le parc électronucléaire pour le Pu et les actinides mineurs en mode homogène dans un parc tout REP ou tout RNR ; ce dernier permet aussi de stabiliser l'inventaire en Technétium et Iode.

Le parc tout RNR ou le parc constitué à part égale de REP(UOX) et de RNR permettent de stabiliser les inventaires en actinides avec l'option monorecyclage de (Am+Cm) en cibles modérés dans les RNR ou de stabiliser l'inventaire en PFVL (Tc et I) avec l'option en cibles modérés multirecyclés.

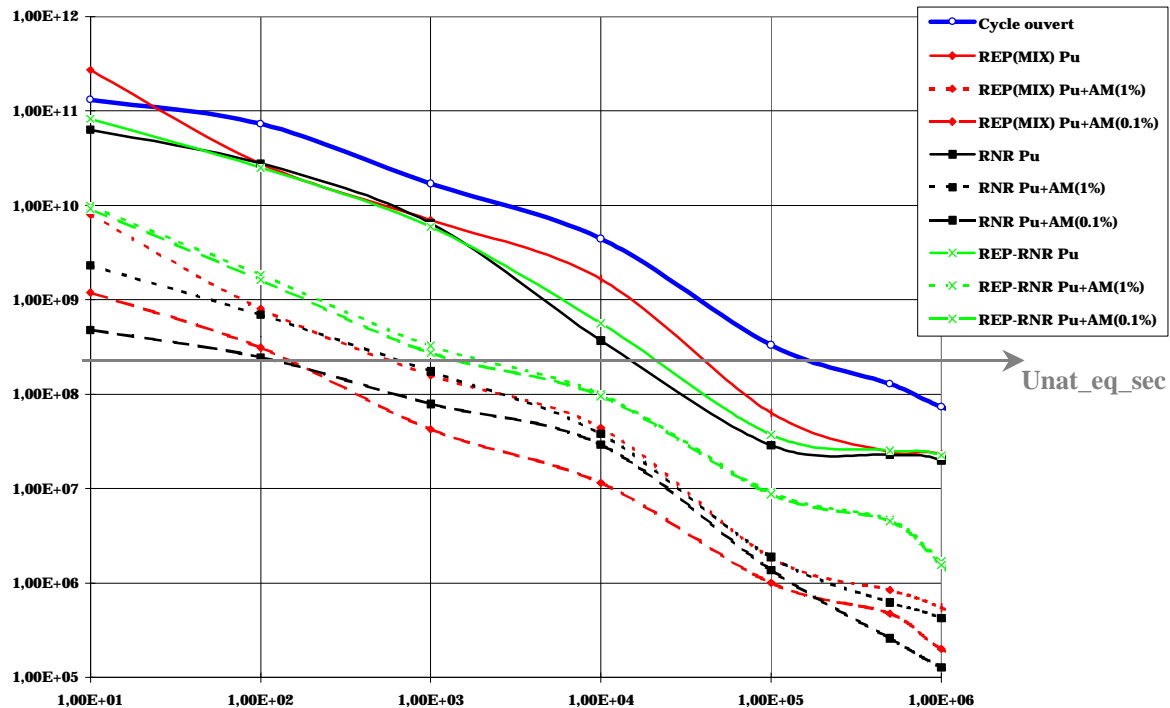
Le tableau suivant donne le niveau de stabilisation "théorique" (tonnes) des inventaires en matières nucléaires dans les réacteurs du parc pour les différents scénarios. Ces inventaires comprennent les masses de chaque élément présent dans les installations du cycle (Fabrication, Réacteur, Entreposage, Retraitement).

Scénarios	Pu	Np	Am	Cm
REP Réf	220			
REP V1	300	13	34	47
RNR Réf	730			
RNR V1, V2	740	4	32	8
REP RNR Réf	460			
REP RNR V1	460	11	27	5
REP RNR V2	460	11		

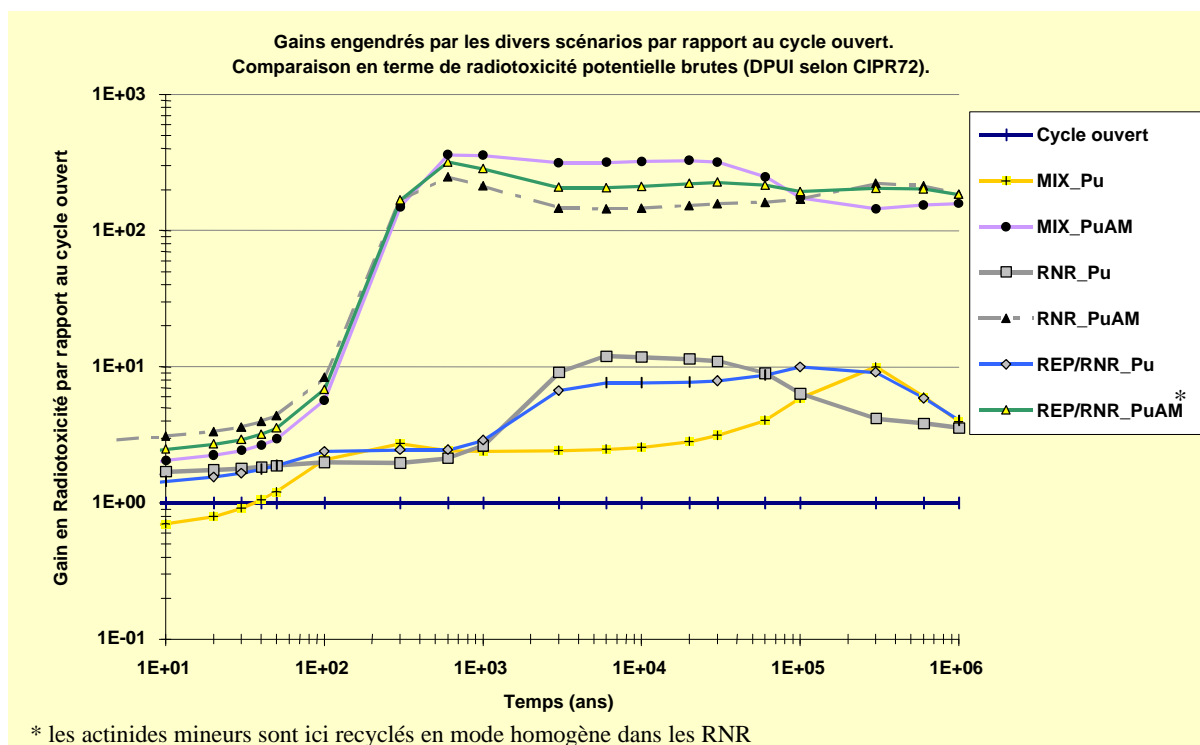
Le scénario tout REP avec du combustible MIX conduit à l'inventaire Pu le plus faible dans le parc et à un inventaire actinides mineurs le plus élevé dans le cas du multirecyclage de ces derniers.

L'évolution, au cours du temps, de la radiotoxicité potentielle brute par ingestion (coefficients de la CIPR 72) des déchets ultimes (Pu, Np, Am Cm) produits, chaque année, par les différents parcs, est donnée sur la figure ci-dessous.

RADIOTOXICITE INGESTION (CIPR72) DES DECHETS



Par rapport au cycle ouvert, le recyclage du Pu permet de gagner un facteur allant de 3 à 10 suivant le temps de refroidissement. Avec le recyclage des actinides mineurs, le scénario présentant les gains les plus importants, entre 100 ans et 100 000 ans, est le parc constitué uniquement de REP chargés de combustibles MIX ; le gain maximal est un facteur 400 (avec 0.1% de pertes). Le parc composé de REP et de RNR permet d'avoir au maximum un facteur 60 ; les 10% d'actinides restant dans les cibles irradiées ont un poids important sur la comparaison.



L'évaluation des quantités de déchets produits est donnée ci-dessous :

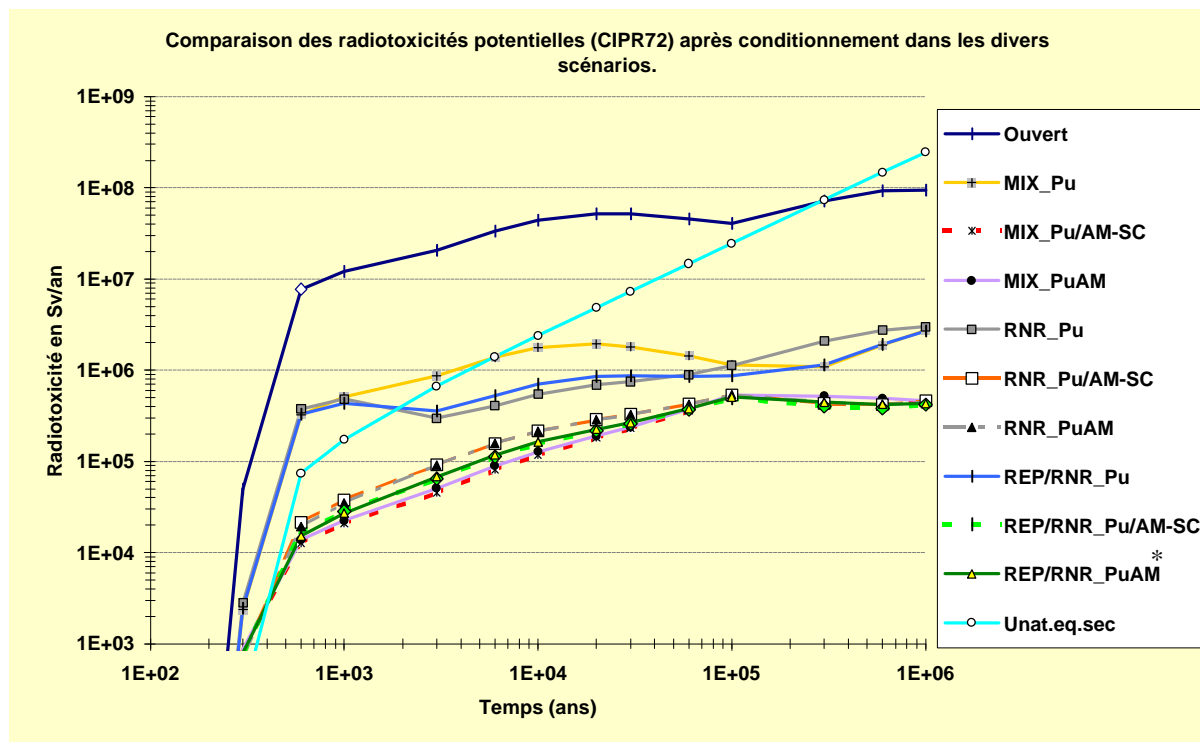
Production annuelle de déchets						
Parc de Réacteur			Parc UOX	Parcs MI X		Parcs RNR
Scénarios			Cycle ouvert	MI X-Pu seul	MI X-Pu + AM	RNR Pu AM homo
OPTION STOCKAGE DIRECT	Ass Com	Nb de Conteneurs 3SU ou SM	506			
		Volume m3	2115			
OPTION RETRAI TEMENT + STOCKAGE PROFOND	CSD-C	Nb de Conteneurs		817	817	2865
		Volume m3		147	147	516
	CSD-V	Nb de Conteneurs		775	700	737
		Volume m3		140	126	133

L'étude inclut aussi une première prise en compte des options de séparation - conditionnement, recommandées par la CNE dans son second rapport, et intégrées dans la stratégie et les programmes des recherches de l'axe 1, et des gains respectifs qu'apportent les différents scénarios considérés de séparation – transmutation – conditionnement.

Par une évaluation en ordres de grandeurs de la prise en compte de la capacité de confinement des RNVL dans leur matrice de conditionnement, et de leur mobilisation potentielle,² nous présentons une première illustration de comparaison des scénarios.

² Valeurs considérées dans cette première prise en compte des options de séparation – conditionnement : fraction annuelle de radionucléides potentiellement libérables = FAMA x PR où FAMA = 10^{-4} pour le combustible irradié, 10^{-5} pour le verre, 10^{-7} pour les matrices spécifiques de conditionnement des éléments séparés et PR = 10^{-2} pour les actinides, 1 pour les PFVL mobiles (I, Cs, Tc) ; durée d'intégrité des colis considérée de 300 ans.

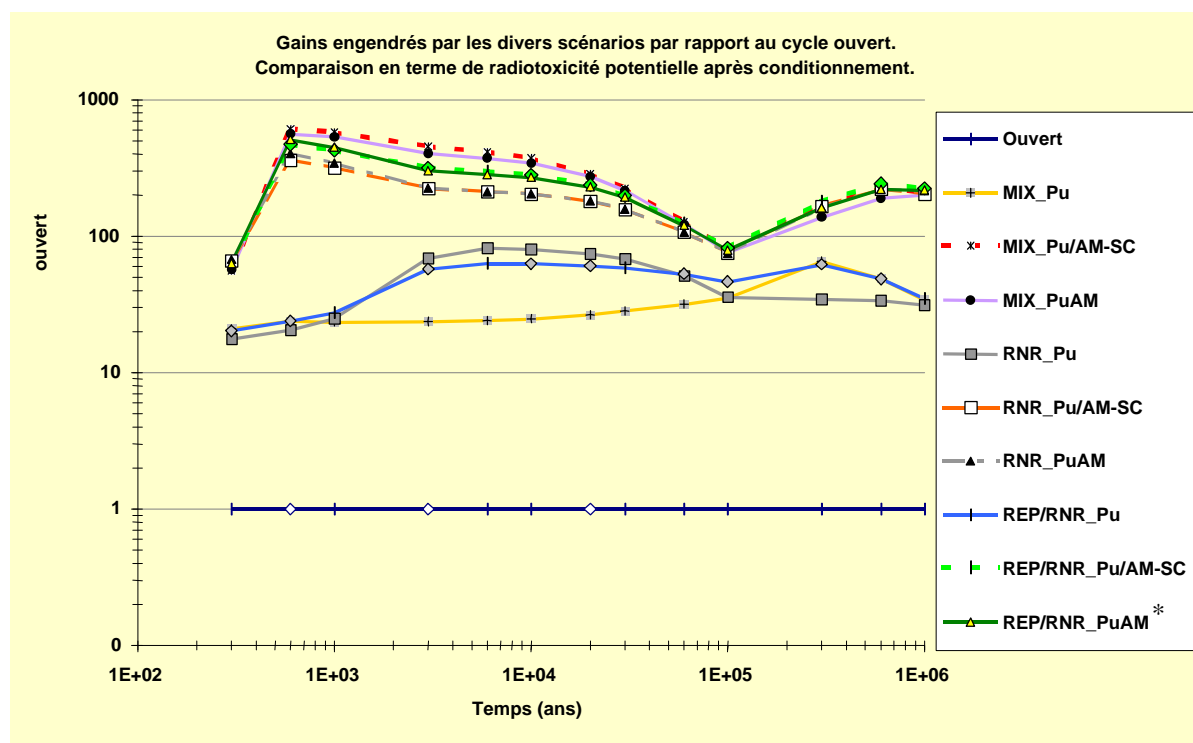
La courbe ci-dessous présente la comparaison de la radiotoxicité potentielle après conditionnement (i.e. la radiotoxicité des RNVL potentiellement mobilisables)³ pour les différents scénarios.



La comparaison avec l'uranium minier nécessaire à l'élaboration du combustible est donnée à titre d'illustration.

³ La radiotoxicité potentielle "brute" considère que tous les RNVL sont potentiellement dispersables et ingérables par les populations ; la radiotoxicité potentielle après conditionnement considère la mobilisation potentielle des RNVL depuis leur forme conditionnée.

Les gains par rapport au cycle ouvert des divers scénarios sont donnés dans la figure ci-dessous.



On observe notamment, avec les hypothèses de cette première étude, des gains de l'ordre de 100 pour les scénarios de multirecyclage du plutonium, en REP ou en RNR, associé à la stratégie séparation-transmutation ou à la stratégie séparation - conditionnement spécifique des actinides mineurs.

4- Programmes de recherche sur la transmutation - Tableaux planning

OBJECTIF	THEMES	PLANNING							
			98	99	2000	01	02	03	04
A.M & PFVL : Tronc commun	Etudes détaillées des scénarios sélectionnés								
	Schémas de calcul neutronique pour l'incinération : - Développement & validation dans le contexte DARWIN - Qualification								
	Mesures en réactivité - oscillations dans MINERVE (OSMOSE) : - Préparation - Expériences - Interprétation								
	Mesures σ en différents spectres dans MASURCA - Préparation - Expériences - Interprétation								
	Soutien neutronique au programme expérimental PX : - Conception ECRIX - Conception, réalisation PROFIL (R et M) - Irradiation Profil R et M								
A.M : mode homogène	Etudes neutroniques RNR incinérateur								
	Etudes de cœur, impact sur le cycle & mise en œuvre de scénarios								

AXE 1 TRANSMUTATION - Etudes de physique

OBJECTIF	THEME	PLANNING							
			98	99	2000	01	02	03	04
A.M :mode hétérogène	Optimisation neutronique cible modérée en RNR (monorecyclage) Etudes de cœur Impact sur le cycle Mise en œuvre de scénarios								
	Qualification neutronique d’ECRIX : COSMO 1, 2 à MASURCA - Expérience - Interprétation								
	Qualification neutronique des cibles modérées optimisées : COSMO 3, à MASURCA Cosmo 4 à envisager et planifier suivant programme Muse - Expérience - Interprétation								
	Interprétation des expériences d’irradiation dans HFR)								
PFVL	Etudes neutroniques : spectres & cibles optimisés								
	Qualification neutronique :Interprétation RAS 1, RAS2 (irradiations d’aiguilles de Tc ⁹⁹ dans HFR)								
	Expériences TARC/LSD à MASURCA : TARC : Ralentissement adiabatique dans le Pb LSD : Cibles à spectre optimisé - Préparation - Mesures - Interprétation								
Produits d’Activation	Catalogue								








AXE 1 TRANSMUTATION - Etudes de physique (suite)

OBJECTIF	THEMES	PLANNING									
		Type de spectre	Réacteur	97	98	99	2000	2001	2002	2003	2004
AM et PFVL : Tronc commun	Modélisation Irradiation Modérateurs MODIX	R	Phénix		R&D amont						
AM : Mode homogène	Irradiation combustibles METAPHIX 1, 2, 3	R	Phénix								
	ACTINEAU à définir	Th	OSIRIS								
AM : Mode hétérogène (et forte concentration)	Irradiation endommagement matrices										
	T2	Th	HFR								
	T3	Th	HFR								
	THERMHET	Th	SILOE								
	MATINA 1A-1bis	R	Phénix								
	MATINA 2 (haut taux dpa)	R	Phénix								
	MATINA 3 (nouvelles matrices)	R	Phénix								
	Irradiation cibles d'A.M. (et Pu)										
	T4, T4bis } Am	Th	HFR								
	T5	Th	HFR								
	ACTINEAU (Am + Np) à définir	Th	OSIRIS								
	CAMIX, COCHIX	M	Phénix								
PFVL	ECRIX B } Am	M	Phénix								
	ECRIX H	M	Phénix								
	Nitruire/Pu sans U	R	BOR60								
	AmO ₂ VIPAC	R	BOR60								
	Irradiation cibles PFVL										
	T2 (Tc-99)	Th	HFR								
	ANTICORP 1 (Tc-99)	M	Phénix								
	ANTICORP 2 (I-129)	M	Phénix								

AXE 1 TRANSMUTATION : Etudes combustibles et irradiations expérimentales

OBJECTIF	THEMES (Expérimentaux) et ETUDES	DEROULEMENT ET DATES CLES							
		97	98	99	2000	2001	2002	2003	2004
Hybrides	Physique > 20 MeV								
	- Développement SPARTE								
	- Expériences :								
	• Mesure de résidus de spallation (GSI et COSI)								
	CARSPECIAUX								
	• à énergies intermédiaires (20 MeV < E 200 MeV)								
	- Qualification SPARTE								
	Coeurs sous-critiques :								
	- Validation neutronique et qualification codes : Expériences MUSE (avec variation source/diffuseurs etc), distri. Puissances, cinétique, etc ...								
	- Intercomparaison avec gaz, Pb et Na comme caloporteurs								
	- Utilisation du Th								
	- Maquette démonstrateur (expérience à confirmer)								
	Etudes (système et démonstrateur)								
	Cible								
	- Projet ISTC-559								
	• Benchmarks								
	• Réalisation (suivi) CARSPECIAUX								
	• Expérimentation selon planning LANL (suivi)								
	- - Megapie :								
	• Cahier des charges, études de faisabilité, projet conceptuel CARSPECIAUX								
	• Réalisation cible								
	• irradiation								
	• examens								
	- Pb/Bi								
	• Corrosion, (études expérimentales)								
	• Collaboration IPPE								

AXE1 TRANSMUTATION : Systèmes innovants

OBJECTIF	THEMES (Expérimentaux) et ETUDES	DEROULEMENT ET DATES CLES							
		97	98	99	2000	2001	2002	2003	2004
	* Matériaux <ul style="list-style-type: none"> - Programme SPIRE (effets d'irradiation, 5^{ème} PCRD): - Programme TECLA, Corraosionb et physici-chimie (dont LISOR, 5^{ème} PCRD) - Irradiation en proton à PSI (LISOR) - Irradiation en neutrons (ANDROMEDE, ANTARES dans PHENIX, ALTAIR dans BORE 60) *Accélérateur Programme IPHI Faisceau RFQ à 5 MeV Module accélératuer cavité supra conductrice								
									
									
	* Combustibles : tronc commun avec transmutation (réacteurs dédiés)								

AXE1 TRANSMUTATION : Systèmes innovants (suite)

OBJECTIF	THEMES (Expérimentaux) et ETUDES	DEROULEMENT ET DATES CLES							
			98	99	2000	2001	2002	2003	2004
Pyrométallurgie (Combustibles homogènes pour la transmutation et combustibles de systèmes dédiés à l'incinération d'Am + Cm)	<ul style="list-style-type: none"> - Suivi collaborations (JAERI, RIIAR) - Expérience METAPHIX (voir transmutation, voie homogène) (Irradiation, analyse et interprétation) - Programme (défini en 99) et proposition 5^{ème} PCRD 								
Sels fondus (Combustibles pour hybrides)	<ul style="list-style-type: none"> - Etude de concepts (AMSTER EDF, TASSE (Th sels fondus) avec coeurs critiques et sous critiques - Collaboration avec ANL/ORNL dans le cadre NERI en cours de définition (avec Muse) - Proposition d'un programme expérimental pour validation des points clés - Contrat/projet dans le cadre ISTC (en cours de définition - Suivi à prévoir avec Kurchatov et Tchelyabinsk) - Fluorures composites (Un. Marseille) 								
Thorium (Minimisation déchets à l'origine)	<ul style="list-style-type: none"> - Coeur Th sous-critique (Th-MUSE, voir plus haut sous "hybrides") - Neutronique coeurs Th critiques, différents caloporteurs, effet vide, etc ... - Combustible (programme en discussion avec ITU et ECN): CARSPECIAUX <p>Proposition dans le cadre du 5^{ème} PCRD</p>								

AXE1 TRANSMUTATION : Systèmes innovants (suite)

Expériences sur le cœur oxyde de référence

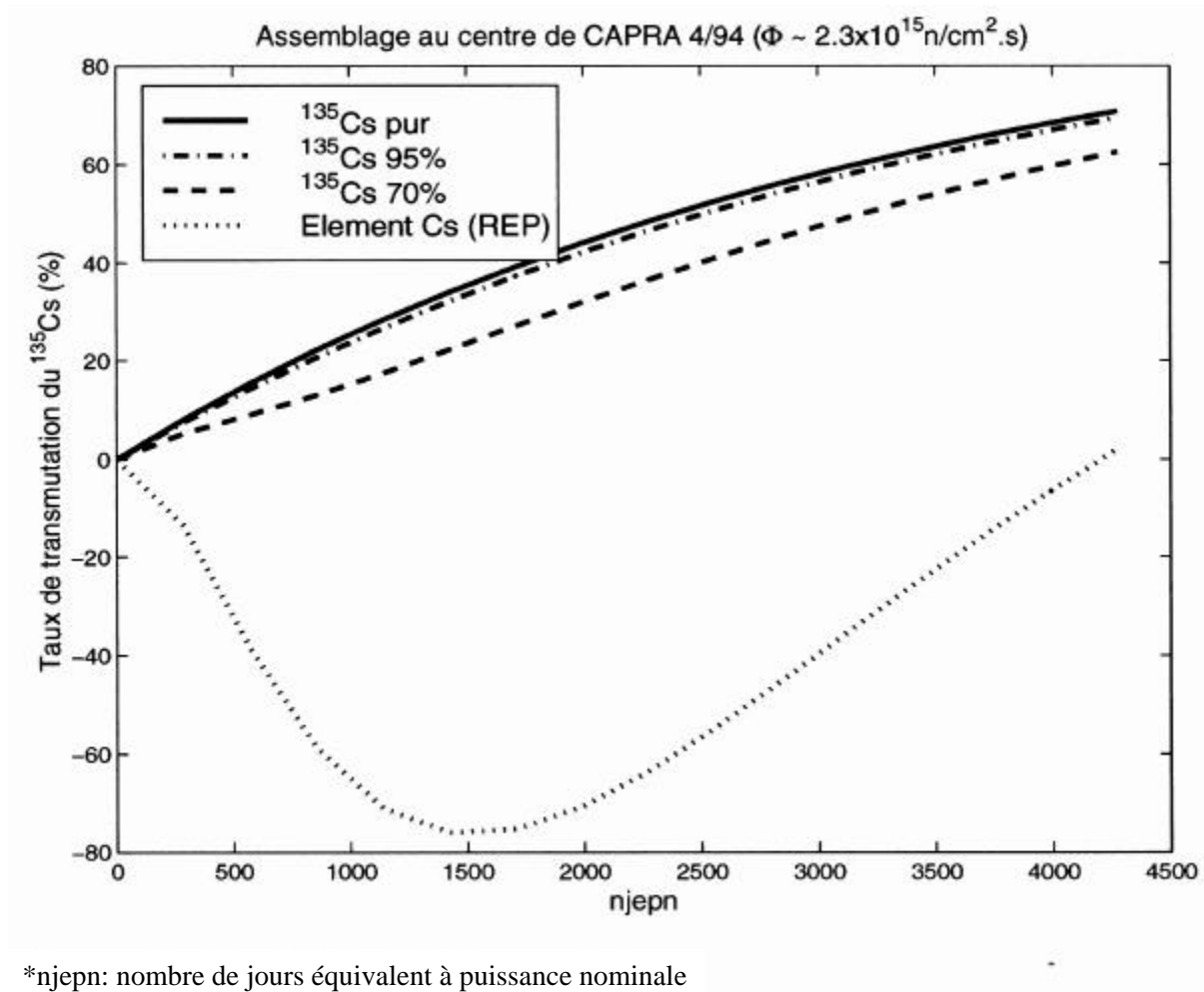
OBJECTIF	THEMES			PLANNING							
		Type de spectre	Réacteur	97	98	99	2000	2001	2002	2003	2004
Oxyde référence	<i>Irradiation Oxyde/Référence</i> CAPRIX 1 et 1bis	R	Capsule Phénix		→		→	→	→		
	TRABANT2	Th	HFR			→	→	→			
	Oxyde 45 % Comparaison pastillé/VIPAC	R	BOR 60			→	→	→			

Glossaire page suivante

GLOSSAIRE :
IRRADIATIONS EXPERIMENTALES SPIN et CAPRA

	Flux	Réacteur	CONTENU/OBJECTIF
et PFVL (Tronc commun)			
Irradiations Données neutroniques			
PROFIL-R	R	Phénix	échantillons de différents isotopes: mesure des taux de réaction
PROFIL-M	M	Phénix	idem en flux modéré
Irr. Modérateurs			
MODIX	R	Phénix	pastilles de différents composés hydrogénés parmi ZrH ₂ , CaH ₂ , YH ₂
Mode homogène			
Irradiations combustibles			
METAPHIX 1	R	Phénix	combustible métallique UPuZr + Am,Np,Cm et terres rares TCF = 2at%
METAPHIX 2	R	Phénix	idem avec TCF de 6 at%
METAPHIX 3	R	Phénix	idem avec TCF de 13 at%
ACTINEAU (Am)	Th	OSIRIS	combustible MOX avec 2% Am
Mode hétérogène (et forte concentration)			
Irradiations endommagement matrices			
T2	Th	HFR	MgAl ₂ O ₄ , Al ₂ O ₃ , Y ₃ Al ₅ O ₁₂
T3	Th	HFR	40%UO ₂ dans MgAl ₂ O ₄ , Y ₂ O ₃ , Y ₃ Al ₅ O ₁₂ , CeO ₂ , CePO ₄ , ZrSiO ₄
THERMETH	Th	SILOE	40%UO ₂ dans MgAl ₂ O ₄ (UO ₂ = particules fines, macromasses, grelots)
MATINA 1A -1bis	R	Phénix	40%UO ₂ dans MgO,MgAl ₂ O ₄ ,Al ₂ O ₃ et MgO,MgAl ₂ O ₄ ,Y ₃ Al ₅ O ₁₂ ,Al ₂ O ₃ ,TiN,W,V,Nb,Cr
MATINA 2	R	Phénix	UO ₂ dans MgO ou spinelle: fluence élevée d'environ 25 10 ²⁶ n.m ⁻²
MATINA 3	R	Phénix	UN dans céramiques nitrures (à définir): fluence visée 15 10 ²⁶ n.m ⁻²
Irradiations cibles d'A.M. et Pu			
T4,T4bis	Th	HFR	MgAl ₂ O ₄ avec 10% AmO ₂
T5	Th	HFR	MgO,MgAl ₂ O ₄ avec 20% AmO ₂
PINPOM	Th	HFR	¹ Irradiation en cours de définition (Pu en solution solide ou CERCER nitrure)
ACTINEAU (Am + Np)	Th	OSIRIS	Irradiation de référence en cours de redéfinition
CAMIX,COCHIX	M	Phénix	différents composés d'américium (à définir suite R&D matériau)
ECRIX B	M	Phénix	AmO ₂ dans MgO en flux moyennement modéré
ECRIX H	M	Phénix	idem ECRIX H en flux très modéré
Nitrure/Pu sans U	R	BOR60	PuO ₂ dans MgO, (PuZr)N
AmO2 VIPAC	R	BOR60	A définir
Mode hétérogène			
Irradiations cibles PFVL			
T2	Th	HFR	
ANTICORP 1	M	Phénix	lingots métalliques de Tc 99 : taux de transmutation visé 15 at%
ANTICORP 2	M	Phénix	échantillons d'iode et de césium Etude matériaux
Mode homogène			
Irradiations Oxyde/Référence			
CAPRIX 1 et 1bis	R	Capsule	(UPu)O ₂ à 45% de Pu, TCFmax=10 at%
TRABANT2	Th	HFR	(UPu)O ₂ à 40-45% de Pu, TCFmax=10 at%
Oxyde 45 pst/Vipac	R	BOR60	(UPu)O ₂ à 45% de Pu - Comparaison pastillé/vipac, TCFmax=15 at%

5- Courbe illustrant la cinétique de transmutation du ^{135}Cs en flux de neutrons rapides pour différentes compositions isotopiques



Annexe 4 : Les activités du CNRS et de l'Université dans le cadre du programme sur l'Aval du Cycle Electronucléaire (PACE)

Les contributions du CNRS et de l'Université relèvent soit du programme général du CNRS « Programme sur l'Aval du Cycle Electronucléaire » (PACE), soit de partenariats de recherche (contrats) établis directement entre des unités CNRS/Université et d'autres organismes comme l'ANDRA, le CEA, EDF, la COGEMA ou l'IPSN. La majorité des unités CNRS impliquées sont implantées dans des universités et gérées conjointement par le CNRS et l'université de rattachement. Globalement, les personnels scientifiques et techniques impliqués relèvent en nombres égaux du CNRS et de l'Enseignement Supérieur.

Le programme PACE a pour vocation de coordonner sur le long terme les actions de la recherche publique (CNRS et Université) dans le domaine de la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue. Les recherches soutenues par PACE concernent avant tout les trois axes de la loi de 1991 et s'inscrivent donc dans le cadre de la stratégie définie au niveau national par le Comité de Suivi des Recherches sur l'Aval du Cycle (COSRAC). Par ailleurs, PACE apporte un soutien aux travaux de sociologie en relation avec le groupement de recherche piloté par le département des Sciences Humaines et Sociales (SHS): « Risques Collectifs et Situations de Crise » dont le domaine d'étude englobe celui des risques associés à l'énergie nucléaire.

En s'appuyant sur le caractère multidisciplinaire des organismes de recherche, PACE promeut, anime et coordonne les activités de recherches en relation avec la gestion des déchets du cycle. Pour l'instant, PACE est organisé autour des groupements de recherche (GDR) que le CNRS a constitué avec l'ANDRA, le CEA, EDF et Framatome. C'est dans les conseils scientifiques de ces GDR que se définissent, dans le cadre de la politique nationale définie par le document stratégique, et s'élaborent les projets de recherche qui peuvent être soumis à PACE. Ces demandes concernent aussi bien des travaux effectués par des équipes CNRS/Université qu'en collaboration avec des équipes d'autres organismes. En aval, une des tâches de PACE est l'analyse et l'arbitrage budgétaire interne des demandes en provenance de l'ensemble des GDR. Pour réaliser cet arbitrage, PACE s'appuie sur les conclusions des conseils de groupement des GDR. Comme illustré plus haut avec les études de sociologie, PACE peut aussi être amené à soutenir des recherches hors GDR en relation avec la stratégie nationale définie par le COSRAC et menées en concertation avec des organismes externes.

Dans le cadre du CNRS, PACE est un programme interdépartemental. Opérationnellement, il est placé sous la responsabilité du directeur de l'Institut National de Physique Nucléaire et de Physique des Particules (IN2P3). Au nom du CNRS, celui-ci supervise la préparation du budget de PACE, le défend dans le cadre du budget CNRS et en suit l'utilisation selon les décisions prises par le responsable scientifique du programme sur la base des recommandations des conseils scientifiques des GDR. Le responsable scientifique est désigné par le comité de direction du CNRS.

Pour l'année 2000, les départements et instituts du CNRS participant à PACE sont les Départements des Sciences Chimiques (DSC), des Sciences Physiques et Mathématiques (SPM), des Sciences pour l'Ingénieur (SPI), l'Institut National des Sciences de l'Univers (INSU), et l'IN2P3.

Les GDR relevant directement de PACE sont :

- FORPRO : « Formations géologiques profondes ». Les travaux de ses membres relèvent de l'axe 2

de la loi piloté par l'ANDRA (chap. 5.2),

- GEDEON : « «Gestion des déchets par des options nouvelles ». Ce GDR concentre son activité sur le thème transmutation de l'axe 1 de la loi (chap. 5.1.1.2.2),
- PRACTIS : « Physico-chimie des actinides et autres radioéléments en solutions et aux interfaces ». Ses contributions relèvent pour partie de la partie séparation de l'axe 1 (essentiellement la séparation, chap. 5.1.1.3) et pour partie de l'axe 2,
- NOMADE: « Nouveaux matériaux pour déchets nucléaires ». Les études conduites dans ce GDR concernent le conditionnement temporaire ou ultime des déchets (à ce titre il relève des axes 2 et 3) et la fabrication de cibles d'irradiation en relation avec la partie transmutation de l'axe 1.

Annexe 5 : Le rôle et les études de l'IPSN

L'objectif de l'IPSN est de disposer des compétences nécessaires à l'expertise technique indépendante en matière de sûreté de la gestion des déchets radioactifs de haute activité et à vie longue. De ce point de vue, les travaux de recherches menés par l'IPSN ne relèvent pas de la coordination d'ensemble des recherches menées sous l'égide des pilotes des trois axes de la loi.

Les travaux de recherche de l'IPSN en matière de sûreté du stockage géologique des déchets (axe 2) portent d'une part sur la connaissance du milieu argileux et l'étude des transferts d'eau et de substances radioactives dans le milieu géologique (expérimentations, modélisation) et dans la biosphère (amélioration des connaissances en radioécologie), et d'autre part sur la réalisation d'exercices d'analyse d'impacts radiologiques associés au stockage géologique, notamment les exercices européens EVEREST (Evaluation des Eléments Responsables des doses Efficaces engagées associées à un Stockage de déchets en formations géologiques profondes) et SPA (Spent fuel Performance Assessment). Enfin un poids particulier est donné aux méthodes d'évaluation des risques, à l'élaboration d'un cadre réglementaire à l'analyse de sûreté d'un stockage géologique.

Le rôle de l'IPSN pour l'axe 3 consiste à participer à l'élaboration d'une doctrine sur la sûreté des entreposages en rassemblant les connaissances existantes sur le vieillissement des colis et des structures et les méthodes de déstockage.

L'IPSN mène des travaux en radioprotection qui participent à l'amélioration des connaissances utiles à l'évaluation du risque sanitaire associé aux substances radioactives.

1- Les expérimentations et la modélisation des mécanismes importants pour la sûreté d'un stockage géologique

1.1- La géosphère

Les milieux granitiques ont fait l'objet de nombreuses études (STRIPA et ÄSPÖ en Suède, les LEMI, laboratoires d'études méthodologiques et instrumentales, d'Auriat et Fanay-Augères en France). Ces milieux se caractérisent par une conductivité hydraulique de fractures. Des études ont mis en évidence des effets d'échelle dans les modèles de conceptualisation de ce type de milieu notamment pour ce qui concerne l'hydrogéologie. Les expériences réalisées par l'IPSN dans la mine de Fanay-Augères ont par ailleurs montré la non fermeture de fissures ouvertes par l'effet d'un chauffage. L'IPSN a participé au programme international DECOVALEX I (DEveloppement de modèles COuplés et leur VALidation par des EXpérimentations) pour l'étude des effets de couplages THM (Thermique, Hydraulique et Mécanique) sur la circulation de l'eau en milieu granitique. Les résultats ont montré un bon accord entre les calculs de thermique et de mécanique et l'expérience. Depuis 1995, l'IPSN participe au programme DECOVALEX II relatif à la validation des modèles couplés hydromécaniques. Il s'agit, en partenariat avec 14 équipes de chercheurs de 7 pays de réaliser des benchmarks d'intercomparaison des modèles et des codes de calculs sur 2 cas tests. Le premier cas test concerne l'interprétation hydromécanique des essais de pompage réalisés par Nirex dans le site de Sellafield en Grande Bretagne. Le deuxième cas test permet d'améliorer la compréhension des processus couplés THM dans les roches fracturées et les

matériaux de colmatage en interprétant les résultats de mesures d'une expérience de chauffage réalisée par JNC dans la mine de Kamaishi au Japon.. Le travail est mené conjointement avec l'Ecole des Mines de Paris et consiste entre autres en la construction, la calibration et l'application d'un modèle décrivant le comportement hydraulique d'un réseau de fractures (code FRACAS). L'intercomparaison des résultats des différentes équipes de recherche montre un accord qualitatif satisfaisant des prédictions mécaniques et une grande disparité entre les prédictions hydrauliques due à la différence des approches ainsi qu'à l'incertitude des paramètres utilisés.

L'IPSN poursuit sa participation au projet DECOVALEX III (2000-2003) pour continuer à valider ses codes de calcul par l'interprétation de l'expérience FEBEX dans le site de Grimsel en Suisse.

Les milieux argileux ont fait aussi l'objet de travaux soutenus. L'IPSN étudie dans la station expérimentale de Tournemire (Aveyron) une couche argileuse d'âge Jurassique, fortement consolidée et pauvre en eau, de caractéristiques proches de celles du site Meuse-Haute-Marne de l'ANDRA. Les milieux argileux sont très imperméables et ont en plus la capacité de piéger chimiquement les éléments, ce qui ralentit fortement la migration. Les mesures dans la station expérimentale de Tournemire ont porté tout d'abord sur des échantillons prélevés par forages dans le milieu sain non fissuré. Les premiers résultats ont confirmé qu'à cette échelle, l'imperméabilité de l'argile est très bonne (il faudrait de 2 à 3 millions d'années pour que l'eau progresse de 100 m).

Mais l'homogénéité d'une couche d'argile n'est jamais parfaite : ses propriétés varient selon la façon dont les couches se sont disposées et consolidées. Des mouvements tectoniques peuvent aussi perturber la régularité des dépôts et créer des fissures remplies de matériaux divers, facilitant ou ralentissant les mouvements d'eau. Le creusement de deux galeries transversales au tunnel effectué par l'IPSN a mis en évidence une zone fracturée et les études se sont donc focalisées sur le rôle des fractures. Les méthodes hydrauliques habituelles n'ont pas décelé jusqu'à maintenant de zones significativement conductrices. Les méthodes paléohydrogéologiques (par géochimie isotopique) ont donné de nombreux signes d'une très faible circulation d'eau globale, la trace des eaux datant de la formation du massif argileux étant conservée. Toutefois, le remplissage des fissures d'origine tectonique par de la calcite montre qu'il y a eu des circulations d'eau.

Ces fissures représentent un objet d'études prioritaire et des programmes expérimentaux portent sur la minéralogie et la géochimie du matériau de remplissage des fissures et sur la capacité de transport des fractures dans l'argile au moyen d'expériences de traçage (traceurs naturels et artificiels pour étudier les phénomènes de transport à différentes échelles de temps et d'espace).

Divers autres aspects sont abordés à Tournemire.

L'aspect géologie comprend une étude structurale du site, ainsi que l'analyse de la morphologie du réseau de fractures créées dans le milieu par l'évolution tectonique du massif, au moyen de méthodes géophysiques appropriées (en liaison avec GEOTER Université d'Orsay, IFP, Université Keele, GEOSCAN et GRS). L'application de ces méthodes à la caractérisation du site de Tournemire permet à l'IPSN d'évaluer leur potentiel.

L'aspect comportement mécanique comprend la détermination des caractéristiques mécaniques de l'argilite de Tournemire (dont le fluage) mesurées sur des échantillons et in situ, la caractérisation et l'évolution des zones perturbées par le percement du tunnel il y a cent ans et de celles perturbées par le creusement des galeries effectuées par l'IPSN en 1996 (fracturation, désaturation, oxydation), l'évolution dimensionnelle de ces galeries (mesures de convergence), des mesures de contraintes in situ et des études paléotectoniques (en liaison avec ENSM Fontainebleau, IPG Paris, GRS, Université Keele, GEOSCAN, ANTEA et Ecole Polytechnique), enfin l'étude des couplages hydromécaniques particulièrement importante dans les argiles compactes.

L'aspect comportement hydraulique comprend des mesures de potentiel de l'eau (osmose, succion), de désaturation sur échantillons et en forage, de perméabilité aux gaz, de perméabilité in situ. Dans les zones fracturées, il s'agit d'effectuer des mesures de la transmissivité d'une fracture unique puis d'un réseau de fractures (en liaison avec les universités Montpellier, Orsay, ANTEA).

L'aspect comportement géochimique comprend des études visant à la connaissance de la chimie des fluides actuels (acquisition et régulation des eaux, spéciation, coprécipitation), des mesures de l'origine et de datation de l'eau interstitielle à différentes distances des zones hydrauliquement actives (aquifères, failles, fractures), des études chimiques des paléofluides, des mesures de rétention des éléments, la fabrication d'eau synthétique représentative, des études de la perturbation chimique du champ proche (oxydation, eaux de ciment, interactions fer-argile) et le rôle de la matière organique (en liaison avec CREGU, MNHN, Université Paris VI, INRA Versailles, Université Heidelberg, EDF SCK-CEN, école X-Paris).

En géochimie, le but recherché est la compréhension des principaux mécanismes géochimiques susceptibles d'affecter la migration des radionucléides. Le code HYTEC est un outil de simulation couplé géochimie-transport des radionucléides, capable d'appréhender des situations complexes qui prendront en compte les hétérogénéités géochimiques et hydrogéologiques du milieu étudié. Il inclut les équilibres eau-roche au sein du milieu.

Toutes ces activités contribuent à élucider les mécanismes de fonctionnement d'un milieu argileux tout en cherchant à identifier les caractéristiques génériques qui sont transposables à d'autres sites. Elles permettent aussi de mettre en oeuvre et de valider des méthodes expérimentales, en particulier celles qui concernent l'extraction de l'eau et des solutés des roches argileuses, en vue d'une caractérisation géochimique. Ces connaissances et la maîtrise des méthodes de caractérisation contribueront à évaluer la sûreté des sites de stockages potentiels dans des milieux argileux.

Les activités menées dans le cadre de la station de "Tournemire" sont désormais ouvertes à des partenaires français (EDF, CNRS) et étrangers (GRS) ainsi qu'aux Actions Européennes (collaboration GRS, Université de Heidelberg, SCK-CEN, Université de Berne dans le cadre du 5^{ème} PCRD). Des contacts ont été pris avec JNC et JAERI.

Depuis 1997, l'IPSN participe à des recherches au Mont Terri (Suisse) dans le cadre d'une collaboration internationale relative au stockage profond en milieu argileux. Le but est d'intercomparer les résultats avec ceux obtenus à Tournemire, afin de mieux caractériser les comportements génériques des argilites et les comportements particuliers nécessitant des mesures sur site.

L'IPSN a signé une convention avec l'ANDRA l'autorisant à mener son propre programme expérimental dans le laboratoire souterrain du site Meuse-Haute Marne. Celui-ci a démarré en 2000 et porte dans un premier temps sur la problématique de caractérisation physique et minéralogique de quelques échantillons.

Les séismes peuvent également influencer sur la perméabilité du milieu. Un programme d'étude dans ce domaine a été mis en place. Outre les recherches menées pour définir les niveaux de séismes à prendre en compte pour la conception et l'analyse de la sûreté des stockages profonds (études néotectoniques, paléosismicité, méthodes de quantification de la déformation), un dispositif permettant la mesure de la déformation apportée par un séisme en profondeur a été mis en place dans un forage de 520 m à Garner Valley en Californie, en collaboration avec NRC, JNC et l'Université de Santa Barbara (USA). D'autres données provenant notamment du Japon (collaboration avec JNC et Shimizu) devraient notamment permettre, dans un premier temps d'expliquer le mécanisme de ces perturbations dans un contexte de roches cristallines fracturées.

1.2- L'ouvrage de stockage

Le projet européen BENIPA fait partie du 5^{ème} Programme Commun de Recherche et Développement. Il est consacré à l'étude et la modélisation détaillée du comportement d'une barrière ouvragée argileuse ainsi qu'à l'analyse des méthodes permettant d'intégrer les résultats obtenus dans une modélisation plus globale du stockage. Il répond au besoin de mieux apprécier la façon dont la modélisation intégrée, malgré les simplifications qu'elle impose, peut rendre compte de manière crédible des mécanismes fins d'évolution des composants du stockage. Des modélisations des comportements hydraulique, mécanique, thermique et géochimique de la barrière seront ainsi mises en œuvre. La sensibilité du comportement de cette barrière aux processus précités sera évaluée pour différentes configurations de stockage. La nécessité d'intégrer les mécanismes et paramètres sensibles sera également appréciée au moyen par exemple de modèles permettant de calculer des flux d'activité relâchés en champ proche. Ce travail devra permettre in fine d'évaluer la pertinence des fonctions conférées aux barrières ouvragées, pour différentes échelles de temps et différentes situations d'évolution du stockage. Le projet a débuté en septembre 2000. Il associe les organismes suivants : ENRESA (coordinateur espagnol), VTT (Finlande), SCK.CEN (Belgique), NRG (Pays-Bas), NAGRA (Suisse), ZAG (République Tchèque) et l'IPSN.

1.3- La biosphère

Le maillon terminal de la chaîne d'impact est la biosphère. Les connaissances générales acquises dans les études de transfert de radionucléides dans la biosphère ont été rassemblées dans le modèle ABRICOT couplé au code général MELODIE. Le principe de ce type de modèle est bien adapté à l'étude du premier impact sur la biosphère à partir d'un exutoire bien identifié (pompage, rivière...). Il reste cependant deux difficultés importantes. La première est que de nombreux paramètres de transfert (influence de la nature du sol et des cofacteurs biologiques...) sont imparfaitement connus, un effort particulier est porté sur la détermination des plages d'incertitudes qui doivent être considérées pour chacun des paramètres, ainsi que sur les lois de distribution à leur associer. La deuxième difficulté est que les phénomènes de redistribution à long terme (lessivage, érosion, mobilité de la biomasse...) sont encore moins connus.

Ces limitations ne peuvent être levées par la seule modélisation et nécessitent un effort expérimental conséquent.

Il faut noter particulièrement dans cette optique :

- Les travaux de laboratoires menés en serres et systèmes aquatiques simplifiés,
- Les travaux de terrain menés autour de sources anciennes (le programme CAROL étudiant stocks et flux dans la vallée du Rhône),
- Quelques travaux de plein air débutant à Tchernobyl (comportement du ^{36}Cl).

Enfin, il faut noter que l'ensemble des questions tournant autour du problème de la contamination diffuse et d'éventuelles possibilités de bioconcentration seront abordées dans un nouveau programme de recherche dénommé ENVIRHOM et débutant en 2001.

1.4- La modélisation globale

Le code MELODIE développé par l'IPSN est un outil numérique qui permet d'une part de simuler le transfert de radionucléides dans la formation géologique, depuis le stockage jusqu'à la biosphère, et d'autre part d'estimer les conséquences radiologiques de ce transfert. MELODIE repose notamment sur

un modèle hydrogéologique basé sur l'hypothèse de milieu poreux continu équivalent. Les processus physiques modélisés sont : l'écoulement suivant la loi de Darcy en régime stationnaire, le transport par advection/diffusion des radionucléides superposé à la filtration et à la décroissance radioactive, le facteur de retard lié à une adsorption linéaire, instantanée et réversible. En outre, la discrétisation numérique en trois dimensions introduite dans MELODIE permet de tenir compte de la topographie réelle du terrain, des exutoires existants et des failles principales.

La connaissance et la maîtrise des méthodes numériques utilisées dans les codes mais aussi la justification des modèles conceptuels à la base des processus physiques modélisés constituent une étape importante des études. Une question centrale concerne la capacité du code MELODIE à prendre en compte les hétérogénéités géologiques et hydrogéologiques d'un milieu poreux fracturé (ce type de milieu se rencontre aussi bien à grande échelle dans les massifs granitiques et les bassins sédimentaires qu'à plus petite échelle autour des ouvrages dans la zone endommagée par les excavations). La démarche adoptée par l'IPSN consiste donc à préciser les domaines de validité du code MELODIE (type de milieu et gamme de paramètres associés) pour lesquels ce modèle est pertinent. En dehors des domaines de validité identifiés, il est nécessaire de proposer des modèles alternatifs

Dans ce but, l'IPSN a engagé plusieurs collaborations avec l'Université Joseph Fourier de Grenoble, (laboratoires « 3S » et « LTHE »), l'Université de Pau (laboratoire de mathématiques appliquées) et le CEA/DMT/SEMT. Ces différentes collaborations permettent d'aborder trois volets distincts qui sont :

- la construction de modèles mathématiques continus d'écoulement et de transport de radionucléides dans un milieu poreux fracturé sur la base des caractéristiques du milieu étudié,
- le développement des codes de simulation numérique adaptés à ces modèles,
- la mise au point d'un programme expérimental permettant à l'IPSN de confronter les résultats des codes numériques utilisés à ceux issus de l'expérimentation dans une optique de validation à la fois de la démarche de modélisation et des codes

A terme, ces études permettront de quantifier les différentes échelles de discontinuité que MELODIE peut prendre en compte et dans quelle mesure il s'avère indispensable ou non d'introduire des modèles physiques différents dans le code MELODIE.

Enfin, la mise sous assurance qualité de ce code complexe, comportant en particulier un important volet de refonte de la documentation se poursuit.

Le code MELODIE a jusqu'à présent été utilisé dans le cadre de plusieurs exercices d'évaluation intégrée de l'impact radioactif d'un stockage géologique dans un site hypothétique. Une récente évolution de l'utilisation du code concerne l'évaluation des choix de conception d'un stockage géologique, notamment pour contribuer plus directement à l'expertise des projets confiés à l'ANDRA dans le cadre de la loi de 1991. Un effort particulier est ainsi fait pour intégrer, au sein du même modèle conceptuel et numérique, différentes échelles de modélisation. L'influence des différents composants d'un éventuel stockage, intégrés dans l'environnement hydrogéologique du site de Bure (puits d'accès, galerie de manutention, tunnels de stockage, zone endommagée autour des excavations, colis de déchets, barrière ouvragée et ouvrages de scellement) sur le transfert des radionucléides en champ proche, sera évaluée à l'aide du code MELODIE et d'un outil de maillage évolutif automatique développé en partenariat avec l'Ecole Nationale Supérieure des Mines de Paris (CGES). Cette phase de calculs, complémentaire de l'évaluation intégrée de l'impact radiologique d'un stockage géologique, permettra, en fonction des différents scénarios d'évolution et des différentes hypothèses sur les propriétés du site, d'identifier et de hiérarchiser les éléments d'un éventuel stockage jouant un rôle important pour sa sûreté.

2- Les exercices d'analyse de l'impact radiologique associé à un stockage géologique

2.1- EVEREST (EValuation des Eléments Responsables des doses Efficaces engagées associées à un STockage définitif de déchets radioactifs)

La réalisation de l'exercice européen EVEREST s'est inscrite dans le cadre du 3^{ème} Programme Commun de Recherche et Développement mis en place par la Commission des Communautés Européennes. Coordonné par l'IPSN, il a été mené de 1991 à 1995 conjointement avec SCK.CEN (Belgique), GRS (Allemagne), ECN (Pays-Bas) ainsi que l'ANDRA (avant son retrait du projet en 1993). L'exercice s'est tout particulièrement intéressé au cas d'un stockage de déchets issus du retraitement (déchets vitrifiés, coques et embouts, ...) dans trois types de formations géologiques : l'argile, le granite et le sel. Deux familles de scénarios ont ainsi été distinguées pour les calculs d'impact : le scénario « d'évolution normale », pour lequel l'ensemble des éléments du système et leurs évolutions sont conformes à ce qui est attendu, et les scénarios « d'évolution altérée » qui considèrent l'influence d'événements perturbateurs envisageables.

Les calculs effectués par l'IPSN ont permis d'évaluer l'influence des différents paramètres et d'identifier une liste de radionucléides importants. Les résultats ont ainsi montré un rôle prédominant en terme de conséquences radiologiques pour les produits de fission solubles et à vie longue tels que le ^{135}Cs et ^{129}I . Compte tenu notamment de l'influence importante jouée par la solubilité, une contribution plus modeste a été obtenue pour les noyaux lourds à vie longue. Les analyses de sensibilité ont mis en évidence l'influence importante des paramètres contrôlant les temps effectifs de transfert dans la géosphère (conductivités hydrauliques, porosité, diffusion – dispersion, sorption) d'une part, des capacités de confinement des colis de déchets et des propriétés physico-chimiques des éléments d'autre part. Pour les hypothèses de calcul retenues, l'impact radiologique calculé pour un site argileux varie de façon importante en fonction du scénario envisagé : il est extrêmement faible dans le cas du scénario d'évolution normale (quelques 10^{-9}Sv.an^{-1}) mais plus élevé de près de six ordres de grandeur dans le cas du scénario d'évolution altérée de prélèvement d'eau depuis un puits foré à proximité du stockage. Pour les contextes géologiques envisagés, l'impact des glaciations s'est avéré relativement faible.

Les résultats de l'exercice EVEREST ont fait l'objet de présentations de l'IPSN devant le Groupe Permanent « Déchets », le 8 janvier 1996, et devant la Commission Nationale d'Evaluation, le 4 avril 1996.

2.2- SPA (Spent fuel disposal Performance Assessment)

L'exercice européen SPA s'inscrit dans la continuité des exercices européens PAGIS, PACOMA et EVEREST relatifs à la sûreté des stockages géologiques que l'IPSN a coordonnés. SPA a permis d'aborder le cas particulier du stockage de combustibles usés. Cet exercice s'est déroulé de juin 1996 à mai 1999 et a impliqué la participation de 6 partenaires étrangers, ENRESA (Espagne) et VTT (Finlande) s'ajoutant à GRS, SCK.CEN et NRG (anciennement ECN) déjà présents lors de l'exercice EVEREST.

Au cours du projet SPA, un effort particulier a été porté sur la prise en compte du comportement du colis (terme source), des barrières ouvragées et d'une éventuelle zone perturbée par la présence du stockage. Cet effort a notamment permis d'apprécier l'incidence de ces constituants sur l'impact radiologique global. Dans le domaine de la modélisation du terme source, les échanges entre

participants ont permis de définir des hypothèses communes qui ont ensuite été mises en œuvre lors des calculs d'impact. Ces hypothèses retiennent en particulier l'existence de trois fractions distinctes pour l'inventaire radiologique d'un combustible usé, chacune étant associée à un taux de relâchement spécifique. La première fraction, constituée de quelques % de l'inventaire (en iode, carbone et chlore notamment) des pastilles de combustible, est supposée être instantanément relâchée. La seconde, associée à l'inventaire radiologique des gaines et matériaux de structure, est supposée relâchée de façon continue en 1 000 ans. La troisième, associée au reste de l'inventaire, est supposée relâchée de façon continue sur 10^6 ans. En complément du modèle commun, des modèles alternatifs ont également été étudiés par certains participants. Dans la plupart des cas, ces modèles alternatifs reposent sur une prise en compte plus précise de la phénoménologie de la dégradation des matrices de combustibles (par exemple, sur l'hypothèse d'une dégradation auto catalytique des pastilles de combustibles sous l'effet de la radiolyse).

La confrontation des approches utilisées par chacun des participants a permis de mieux apprécier l'influence de la modélisation de la biosphère sur l'impact calculé notamment en fonction des voies de transferts et d'exposition retenues. Pour certains radionucléides dont ^{129}I , cette influence s'est avérée relativement limitée (moins d'un ordre de grandeur). Par contre, pour des radionucléides tels que le ^{126}Sn ou le ^{94}Nb , l'écart obtenu entre une biosphère réduite à la consommation d'eau de boisson (telle qu'adoptée par VTT) et une biosphère fondée sur une prise en compte de voies d'exposition multiples via l'irrigation a pu atteindre jusqu'à trois ordres de grandeurs.

Pour ce qui concerne l'IPSN, les évaluations ont porté sur les sites hypothétiques déjà définis pour les besoins de l'exercice EVEREST. En complément de la situation d'évolution normale, deux scénarios altérés ont été retenus. Le premier a consisté à étudier l'impact radiologique résultant d'un prélèvement d'eau depuis des zones potentiellement plus contaminées que les exutoires considérés pour le scénario normal. Le second a permis d'évaluer l'incidence d'un défaut de scellement des puits d'accès au stockage.

L'IPSN a réalisé les modélisations du transfert de radionucléides (milieux granitique et sédimentaire) à l'aide de la version tridimensionnelle du code de calcul numérique MELODIE.

Dans le cas du site granitique hypothétique considéré par l'IPSN, la quasi totalité des flux d'eau quittant le stockage atteint la surface localement puis est drainée par une rivière. Dans le cadre du scénario normal, c'est cette rivière qui constitue l'exutoire de référence. A cet exutoire, l'impact radiologique calculé est de l'ordre de $10^{-6} \text{ Sv.an}^{-1}$. Comme indiqué sur la figure 1, cet impact est principalement dû à ^{129}I et le ^{79}Se dans un premier temps, aux noyaux lourds de fin de chaîne et en particulier au ^{226}Ra , au ^{229}Th et au ^{230}Th dans un second temps. Dans le cas du site sédimentaire, seule une partie du flux émis par le stockage atteint la rivière choisie comme exutoire de référence. Le reste se répartit entre les différents aquifères s'intercalant entre le stockage et la surface avant de finalement parvenir à des exutoires distants. L'impact radiologique obtenu à l'exutoire de référence est de l'ordre de $10^{-9} \text{ Sv.an}^{-1}$ et est dominé par ^{129}I . Comme indiqué sur la figure 2, il est obtenu après plusieurs centaines de milliers d'années. Compte tenu des temps de transfert importants à travers la couche d'argile, seuls les éléments pour lesquels la sorption par le milieu géologique est supposé faible (l'iode, le chlore, le sélénium et le palladium) atteignent l'exutoire considéré sur l'intervalle de temps pris en compte pour les calculs.

Pour les deux contextes géologiques modélisés et compte tenu des hypothèses de modélisation du stockage choisies, l'évaluation de défauts de scellement des ouvrages n'a pas mis en évidence d'influence nette de ce type de scénario sur l'impact radiologique global. Par contre et comme le montrent les figures 3 et 4, dans le cas de la réalisation d'un forage d'alimentation en eau dans le panache contaminé en amont des exutoires de référence, les doses obtenues sont plusieurs ordres de grandeur supérieures à celles calculées pour un scénario normal. Ces résultats, même s'ils doivent être interprétés avec prudence compte tenu notamment de leur niveau de vraisemblance, suggèrent

l'importance d'une identification suffisamment complète des exutoires potentiels et de la caractérisation des niveaux de dilution susceptibles de leur être associés.

D'une manière plus générale et pour l'ensemble des participants au projet SPA, les résultats obtenus indiquent que :

- dans le cadre des hypothèses retenues pour le scénario d'évolution normale, les impacts radiologiques calculés sont en général faibles,
- pour certaines situations altérées, notamment celles associées à une intrusion humaine directe ou celles associées à des exutoires de faible dilution, des impacts radiologiques plus significatifs sont susceptibles d'être obtenus.

Les résultats confirment également l'importance particulière des produits de fission et d'activation à vie longue, solubles et faiblement sorbés par les milieux géologiques et les matériaux des barrières ouvragées. Quel que soit le participant, ces radionucléides, et en particulier l' ^{129}I , le ^{14}C et le ^{36}Cl , sont les principaux contributeurs à la dose au moins dans une première période de quelques centaines de milliers d'années. Dans le cas de l' ^{129}I , le niveau du flux d'activité atteignant l'exutoire est principalement limité par le taux de dissolution des pastilles de combustibles. Pour cet élément, les barrières ouvragées et le milieu géologique ont un rôle d'atténuation du relâchement labile, de décalage dans le temps et de dilution des flux d'activité émis par les colis. Concernant les produits de fission ou d'activation à vie courte (^{90}Sr) ou moyenne et sorbés (^{93}Mo , ^{94}Nb , ^{59}Ni), voire à vie longue mais fortement sorbés comme le ^{135}Cs , on note une bonne efficacité de la barrière ouvragée en terme d'atténuation des flux d'activité. Pour ce qui concerne les éléments dits de « début de chaîne » (Cm, Pu, Am), la plupart des résultats obtenus indiquent qu'un confinement significatif peut être assuré par la barrière ouvragée ou une épaisseur même limitée de milieu géologique.

L'impact radiologique des noyaux lourds, lorsqu'il est observé au cours de la période couverte par les calculs, n'intervient que dans un second temps et est essentiellement dominé par la contribution des éléments dits de « fin de chaîne » (radium, thorium, protactinium). En fonction du type de formation considérée et, de manière plus générale, en fonction des hypothèses de modélisation retenues, des différences notables ont été obtenues entre participants. Ces différences portent tant sur la date d'arrivée des noyaux lourds aux exutoires que sur l'importance relative de leur impact par rapport à l'impact total. Dans le cas du granite, alors que les résultats de NRG ou ENRESA ne font apparaître aucun impact significatif associé aux noyaux lourds sur l'ensemble de la période modélisée, l'impact calculé par l'IPSN s'avère supérieur à celui associé aux produits de fission après quelques centaines de milliers d'années. Comme ont pu le montrer les interprétations effectuées, ces différences traduisent la forte influence de la modélisation des phénomènes de sorption et de représentation des hétérogénéités d'une part, des choix des valeurs de limite de solubilité d'autre part.

Les résultats de SPA ont été présentés en Groupe Permanent « Déchets » le 6 mars 2000 et à la Commission Nationale d'Evaluation le 8 mars 2000.

L'exercice SPA a clos une série de 4 projets successifs dédiés à l'évaluation globale de l'impact radiologique d'un stockage géologique. Son achèvement a donné l'occasion de faire un bilan de l'expérience acquise et de définir de nouvelles orientations en matière d'exercices de modélisation intégrée. Les participants à ce type d'exercice considèrent en effet qu'un certain recul doit être pris avant de renouveler un travail commun sur ce thème.

3- Le cadre réglementaire dans le domaine du stockage géologique

L'IPSN a mené en 1998-99 une réflexion sur la gestion de la « réversibilité du stockage ». La réversibilité peut être envisagée comme une phase de la vie d'un stockage, phase d'attente, mise en œuvre d'une précaution complémentaire permettant de différer la prise de décision de la fermeture du stockage. La « réversibilité » exige d'élaborer un processus décisionnel avec des points de rendez-vous pour conserver la maîtrise des choix au cours du temps entre le retrait des colis, la fermeture du stockage, on le maintien en phase d'attente moyennant l'entretien ou la remise en état des équipements. Cette phase d'attente n'est pas une fonction de sûreté technique du stockage. Elle procède plutôt de ce que les canadiens ont appelé la sûreté sociale. Sa justification repose sur le constat qu'au delà de la qualité d'un argumentaire technique, l'acceptation d'un stockage ne pourra être obtenue qu'à condition qu'existe un niveau de confiance et d'implication suffisant des différentes parties.

La Commission Européenne, dans le cadre du 5^{ème} PCRD, a retenu un projet correspondant à ce type de préoccupation et auquel l'IPSN participe.

Le projet RISCUM-II a été officiellement lancé à la fin de l'année 2000. Il a pour objectif de promouvoir la transparence et l'implication du public tout au long des processus de décision. Pour mener à bien ce projet un consortium de 10 organismes originaires de 5 pays différents a été constitué. Il comprend SKI, SKB et Karinta pour la Suède, Nirex, UK Environmental Agency et Galson Sciences pour le Royaume-Uni, Posiva pour la Finlande, UJV Rez pour la République Tchèque, EDF et l'IPSN pour la France.

Le déroulement du projet comprend six volets distincts, l'IPSN étant plus particulièrement impliqué dans deux d'entre eux.

Le premier de ces deux volets consiste à examiner le contenu des évaluations de façon à différencier ce qui relève d'un caractère purement objectif ou scientifique, de ce qui fait appel à des éléments plus subjectifs assimilables à des jugements de valeur (hypothèses adoptées par convention pour pallier une difficulté de démonstration par exemple). Une telle différenciation est une condition nécessaire à la transparence des évaluations. C'est également un des moyens qui permettrait de mieux adapter leur contenu aux différents publics et mieux intégrer leurs attentes et leur préoccupation.

Le second volet consiste à analyser l'organisation mise en place pour mener à bien les projets de stockage géologique de façon à appréhender de façon claire le rôle respectif des différents acteurs et de leur interactions.

4- L'expertise dans le domaine du stockage géologique

Bien qu'il ne s'agisse pas de recherche, ce paragraphe situe les activités de l'IPSN par rapport à l'échéancier de l'ANDRA.

L'IPSN a mis en place une capacité d'expertise technique comprenant des spécialistes scientifiques (environnement, sciences de la terre, sciences de l'ingénieur...) et des généralistes ayant l'expérience de l'analyse de sûreté. Il procède, à la demande de la DSIN, 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 la suite de l'évaluation, par l'IPSN et le groupe permanent d'experts chargé des installations destinées au stockage à long terme des déchets radioactifs, des dossiers de Demande d'Autorisation d'Implantation et d'Exploitation (DAIE) des laboratoires souterrains de l'ANDRA (1997), la DSIN a demandé à

l'ANDRA d'élaborer une synthèse des données des sites, les "référentiels géologiques", de définir les options initiales de conception d'un éventuel stockage ainsi que l'approche de sûreté correspondante et de préciser et compléter les programmes de recherche présentés dans les DAIE. Ces dossiers ont été fournis par l'ANDRA pour ce qui concerne le site de la Meuse-Haute-Marne. Ils ont été évalués par l'IPSN et le groupe permanent lors des séances de janvier et février 2000, relatives à l'examen du référentiel géologique, des options de conception et de l'approche de sûreté correspondante, et lors de la séance du 5 juillet 2000 pour ce qui concerne les programmes de travaux et de recherche avant et pendant fonçage des puits du laboratoire. A la suite de ces examens, la DSIN a notamment demandé à l'ANDRA de redéfinir et de hiérarchiser les fonctions de sûreté attribuées aux composants du stockage, ainsi que d'étudier les mérites respectifs des différents concepts au regard de la limitation des perturbations engendrées. Il a également été souligné que la modélisation hydrogéologique du site et sa reconnaissance structurale, ainsi que l'étude des techniques permettant de minimiser l'endommagement de la roche et de sceller les ouvrages, devaient faire l'objet d'efforts particuliers et d'investigations complémentaires. Il a enfin été demandé à l'ANDRA d'apporter quelques compléments aux programmes de travaux et de recherche avant et pendant fonçage des puits, relativement notamment au suivi des perturbations hydrauliques et mécaniques occasionnées par le creusement. Sous réserve de la prise en compte de ces compléments, la DSIN a autorisé la mise en œuvre du creusement du laboratoire souterrain en date du 7 août 2000.

En outre, l'IPSN développe et utilise un certain nombre d'outils de calcul en soutien de sa mission d'expertise, sous l'angle de la sûreté des installations, des projets que développe l'ANDRA dans le cadre de la loi de 1991. Les modélisations effectuées ont pour objectif de contribuer à identifier les mécanismes et paramètres susceptibles d'avoir une incidence sur la sûreté d'une éventuelle installation de stockage. L'analyse et l'intégration des résultats obtenus doit permettre d'évaluer la pertinence des fonctions de sûreté, puis dans un deuxième temps des critères techniques, que les différents composants du stockage doivent satisfaire. Ces études sont toutefois focalisées sur l'évaluation de la faisabilité d'un stockage dans le site argileux de Bures, et font appel à des collaborations avec différents organismes de recherche.

Les principaux développements concernent l'hydrogéologie du site, le comportement mécanique des ouvrages et les interactions géochimiques entre composants d'un stockage.

L'IPSN dispose ainsi d'un modèle hydrogéologique couvrant l'Est du bassin parisien, calé sur l'ensemble des données de terrain disponibles, permettant de reconstituer les différents schémas possibles d'écoulement dans le secteur concerné par l'implantation du laboratoire souterrain. Ce modèle, développé en collaboration avec l'Ecole Nationale Supérieure des Mines de Paris (ENSMSP- Centre d'Informatique Géologique de Fontainebleau) et élaboré au moyen du code NEWSAM, s'enrichit en permanence des nouvelles données acquises. En outre, son récent couplage avec le code MELODIE permet d'évaluer l'incidence de la localisation et des caractéristiques des ouvrages sur les écoulements souterrains, dans un contexte aussi proche que possible de la réalité du site.

Des modélisations du comportement mécanique des ouvrages de stockage, pendant leur creusement et après leur remplissage, sont également en cours. Les simulations sont notamment destinées à évaluer l'ordre de grandeur de la zone de roche contiguë aux ouvrages et qui serait potentiellement endommagée par les travaux et les mouvements différés. Une étude couplant simulation et expérimentation est menée par ailleurs en vue d'évaluer la qualité du contact entre un ouvrage de scellement et la roche. Enfin, des simulations sont effectuées pour évaluer l'efficacité des techniques de boulonnage utilisées à la fois en mode de soutènement ou en mode de renforcement des fronts de taille. L'ensemble des simulations sont effectuées au moyen des codes CAST3m et FLAC. Les études sont menées en collaboration avec le CEA/DMT, l'Ecole Nationale des Travaux Publics de l'Etat de Lyon et le laboratoire 3S de l'Université Joseph Fourier de Grenoble.

La modélisation des interactions chimiques entre barrières est également un point important de

l'évaluation de la sûreté d'un stockage car la connaissance de ces mécanismes conditionne l'appréciation des propriétés de transfert des radionucléides au sein d'un stockage. Ces études peuvent donc avoir une répercussion directe sur le choix des composants d'un stockage. Elles sont également très complexes et nécessitent l'usage de codes à la pointe des développements réalisés dans ce domaine. Des études des interactions principales attendues, à savoir les interactions béton-argile et métal argile, sont en cours. Les simulations sont effectuées au moyen du code couplé chimie-transport HYTEC développé par l'ENSMP. L'analyse des résultats, et d'une manière plus générale les potentialités de développement de ce type de modélisation font l'objet d'exercices communs, effectués au sein d'un groupe de travail réunissant l'ENSMP, le CEA/DAM, le CEA/DCC, l'IPSN et EDF (Pôle Géochimie Transport).

5- Entreposage de longue durée, expertise et recherche

Le rôle de l'IPSN est de participer à la préparation d'une règle fondamentale de sûreté des entreposages. Le premier objectif est l'élaboration de règles de bonnes pratiques à partir du retour d'expérience des entreposages existants.

Par ailleurs, l'IPSN réalise une évaluation des conséquences des scénarios d'intrusion dans un "stockage de subsurface". Ce dernier n'étant pas défini, il s'agit d'une étude de cas, situant l'ordre de grandeur des impacts sur un groupe critique. En effet les scénarios altérés méritent une attention particulière, leur probabilité d'occurrence étant plus forte que dans le cas des stockages profonds.

6- Les études en radioprotection

Bien que ces études ne soient pas spécifiques au domaine des déchets, elles permettront en particulier, de par l'amélioration de la connaissance des effets des radiations sur l'homme, de disposer de valeurs optimales des facteurs de transfert à utiliser dans les calculs biosphère.

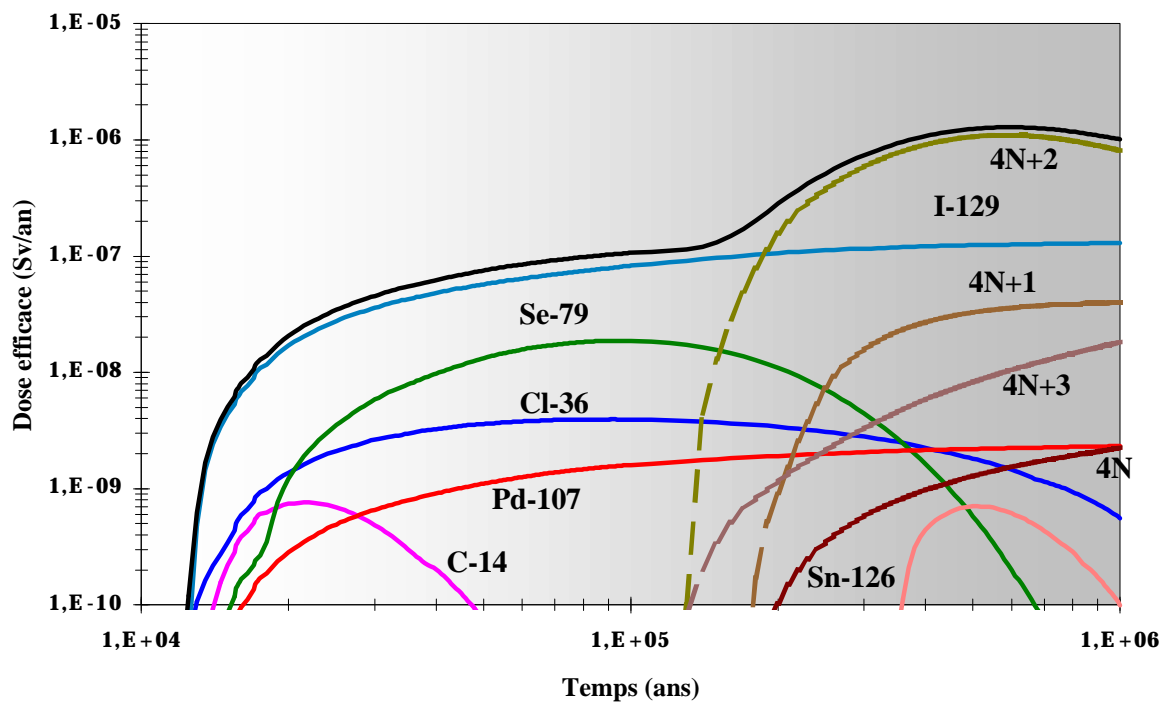


Figure 1 : Projet SPA, site granitique. Scénario d'évolution normale.

Chaîne 4N : $^{236}\text{U} \rightarrow ^{232}\text{Th}$ / Chaîne 4N + 1 : $^{237}\text{Np} \rightarrow ^{233}\text{U} \rightarrow ^{229}\text{Th}$
 Chaîne 4N + 2 : $^{238}\text{U} \rightarrow ^{234}\text{U} \rightarrow ^{230}\text{Th} \rightarrow ^{226}\text{Ra}$ / Chaîne 4N + 3 : $^{235}\text{U} \rightarrow ^{231}\text{Pa}$

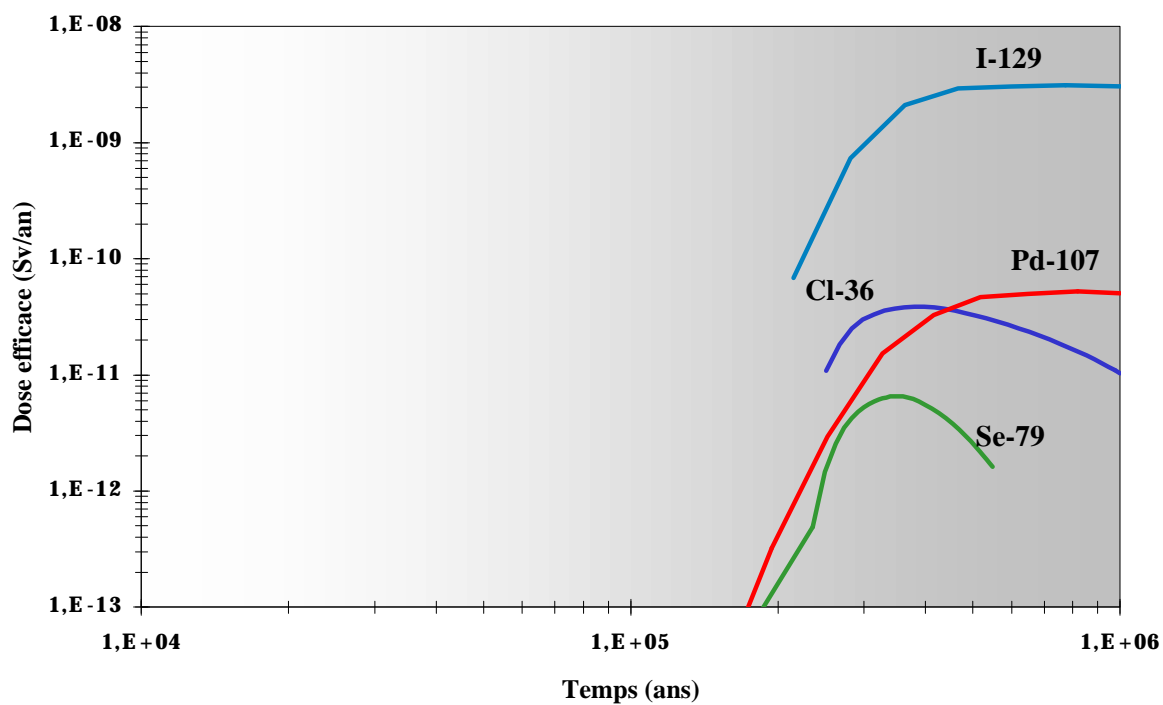


Figure 2 : Projet SPA, milieu argileux, site sédimentaire. Scénario d'évolution normale (rivière)

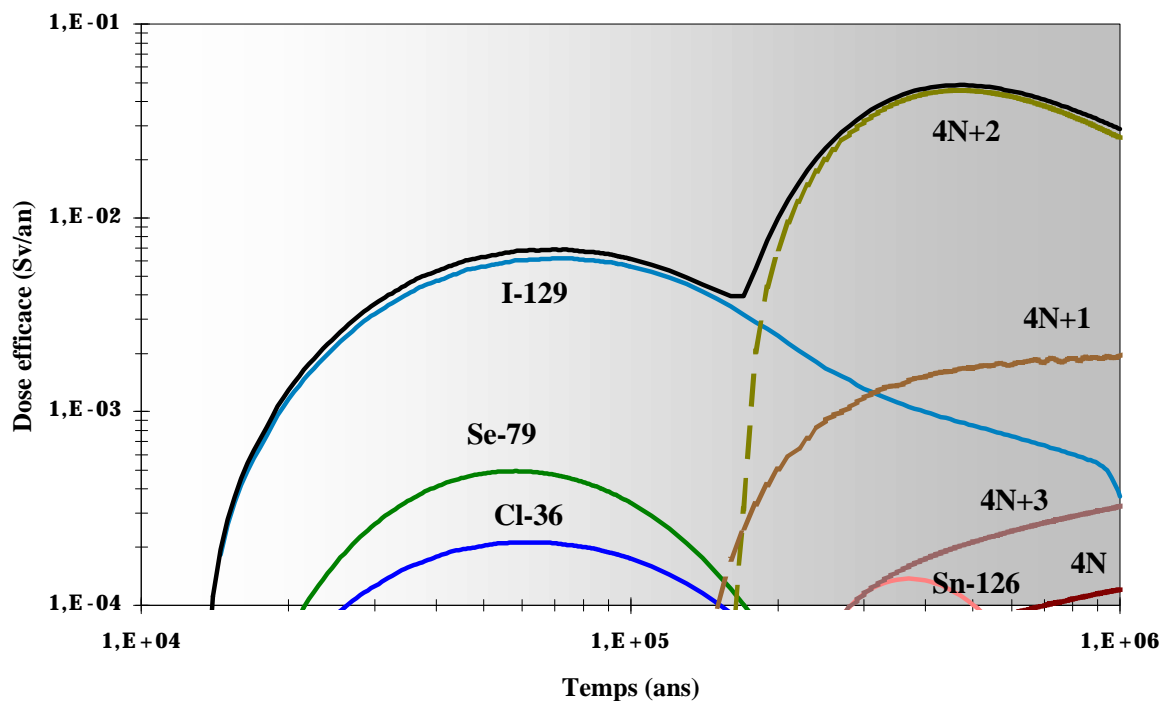


Figure 3 : Projet SPA, site granitique.
Scénario d'évolution altérée : puits profond dans une faille reconnue.

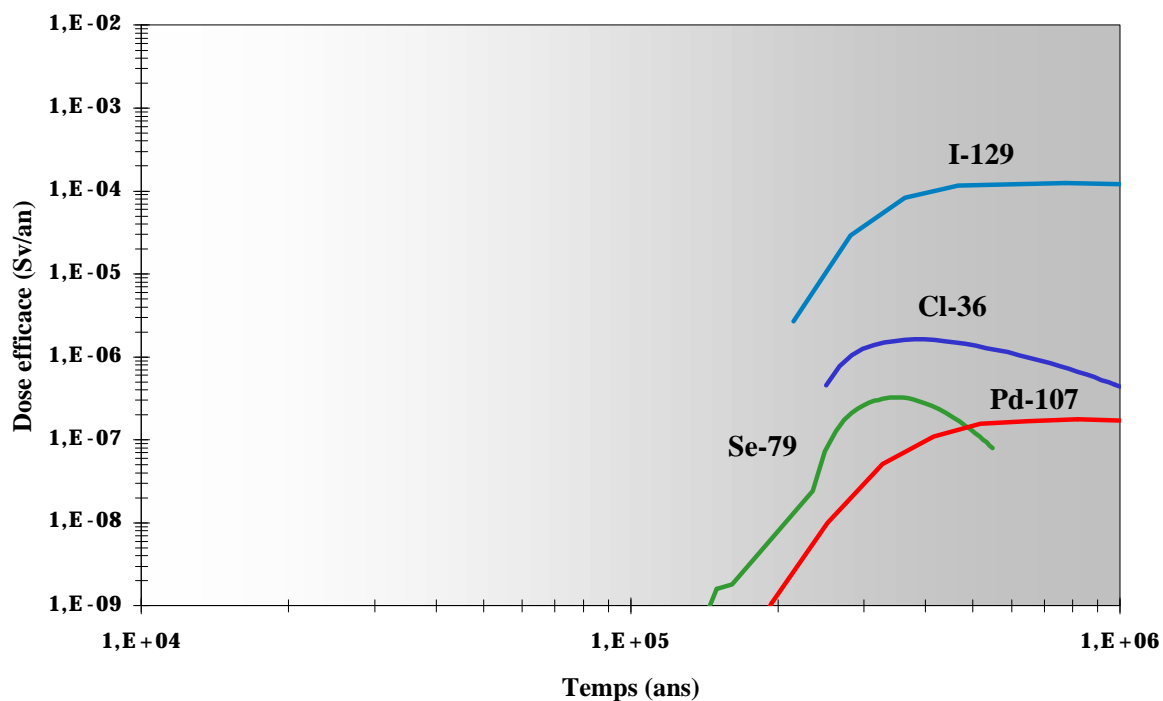


Figure 4 : Projet SPA, milieu argileux, site sédimentaire.
Scénario d'évolution altérée (puits dans l'aquifère profond au dessus du stockage).

Annexe 6 : Moyens de la recherche
--

Les dépenses réalisées de 1992 à 2000 et les dépenses prévues pour 2001 sur les recherches menées au titre de la loi du 30 décembre 1991 sont reportées dans les 2 tableaux suivants, exprimées en francs dans le premier, en dans le second (la conversion a été effectuée sur la base du taux officiel de 1999, soit 1 pour 6.55957 francs).

Montants exprimés en MF courants HT

		1992	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000	2001	Total
Axe1	CEA	156	214	253	319	325	346	359	399	412	417	3200
	CNRS						40	42.6	47	50	47	226.6
	COGEMA		3	33.3	34.7	24	36	5.6	0	0	0	136.6
	EDF		7	11	9	9	10	9	12	8	7.5	82.5
	Framatome							3	2.5	3	4	12.5
Total Axe1		156	224	297.3	362.7	358	432	419.2	460.5	473	475.5	3658.2

Axe2	Andra	244	197	348	410	378	285	255	293	439	685	3534
	CEA	87	71	98	105	116	118	113	54	70	56	888
	CNRS						16.9	36.6	29.9	48	48	179.4
	COGEMA					2	2.3	2.7	1.8	3.9	4	16.7
	EDF		2	6.5	10	12	17	19	27	36	36	165.5
	Framatome										1	1
Total Axe2		331	270	452.5	525	508	439.2	426.3	405.7	596.9	830	4784.6

Axe3	CEA	218	222	218	233	255	268	298	426	461	476	3075
	CNRS								22	12	13	47
	COGEMA							3	9.7	11.1	9.2	33
	EDF			1.5	2	3	5.5	14.5	22	15	14.5	78
	Framatome							2	2.5	3	3	10.5
Total Axe3		218	222	219.5	235	258	273.5	317.5	482.2	502.1	515.7	3243.5

Total R&D loi		705	716	969.3	1122.7	1124	1144.7	1163	1348.4	1572	1821.2	11686.3
--------------------------	--	------------	------------	--------------	---------------	-------------	---------------	-------------	---------------	-------------	---------------	----------------

Montants exprimés en M Euros courants HT

		1992	1993	1994	1995	1996	1997	1998	1999	2000	2001	Total
Axe1	CEA	23.8	32.6	38.6	48.6	49.5	52.7	54.7	60.8	62.8	63.6	487.8
	CNRS						6.1	6.5	7.2	7.6	7.2	34.5
	COGEMA		0.5	5.1	5.3	3.7	5.5	0.9	0.0	0.0	0.0	20.8
	EDF		1.1	1.7	1.4	1.4	1.5	1.4	1.8	1.2	1.1	12.6
	Framatome							0.5	0.4	0.5	0.6	1.9
Total Axe1		23.8	34.1	45.3	55.3	54.6	65.9	63.9	70.2	72.1	72.5	557.7
Axe2	Andra	37.2	30.0	53.1	62.5	57.6	43.4	38.9	44.7	66.9	104.4	538.8
	CEA	13.3	10.8	14.9	16.0	17.7	18.0	17.2	8.2	10.7	8.5	135.4
	CNRS						2.6	5.6	4.6	7.3	7.3	27.3
	COGEMA					0.3	0.4	0.4	0.3	0.6	0.6	2.5
	EDF		0.3	1.0	1.5	1.8	2.6	2.9	4.1	5.5	5.5	25.2
	Framatome										0.2	
Total Axe2		50.5	41.2	69.0	80.0	77.4	67.0	65.0	61.8	91.0	126.5	729.4
Axe3	CEA	33.2	33.8	33.2	35.5	38.9	40.9	45.4	64.9	70.3	72.6	468.8
	CNRS								3.4	1.8	2.0	7.2
	COGEMA							0.5	1.5	1.7	1.4	5.0
	EDF			0.2	0.3	0.5	0.8	2.2	3.4	2.3	2.2	11.9
	Framatome							0.3	0.4	0.5	0.5	1.6
Total Axe3		33.2	33.8	33.5	35.8	39.3	41.7	48.4	73.5	76.5	78.6	494.5
Total R&D loi		107.5	109.2	147.8	171.2	171.4	174.5	177.3	205.6	239.6	277.6	1781.6

Commentaires

1. Pour 2000 et 2001, les chiffres reportés correspondent à des budgets prévisionnels ;
2. La structure PACE ayant été mise en place en 1997, les chiffres CNRS antérieurs n'ont pu être comptabilisés ;
3. Concernant COGEMA, à noter l'évolution du périmètre comptable en 1998 ;
4. 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 (clés de financement en 2000 : EDF 78%, CEA 17%, COGEMA 5%).