

COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

*RELATIVE AUX RECHERCHES SUR LA GESTION
DES DECHETS RADIOACTIFS*

Instituée par la loi 91-1381 du 30 décembre 1991

**RAPPORT
D'ÉVALUATION N° 4**



Commission Nationale d'Evaluation

*Président : Bernard TISSOT
Secrétaire Scientifique : Arsène SAAS*

*39-43 Quai André Citroën
Tour Mirabeau
75015 PARIS*

*Téléphone : 01.40.58.89.05
Fax : 01.40.58.89.38*

COMMISSION NATIONALE D'ÉVALUATION

RELATIVE AUX RECHERCHES SUR LA GESTION DES DÉCHETS RADIOACTIFS

Instituée par la loi 91-1381 du 30 décembre 1991

La Commission Nationale d'Évaluation
dédie ce rapport à la mémoire de
Raimond CASTAING
décédé le 10 avril 1998

Pour tous les membres, Monsieur CASTAING était un ami d'une grande compétence toujours fidèle et présent à toutes les activités de la Commission.

Les membres de la Commission tiennent à rendre ce dernier hommage à sa compétence, son expérience, sa probité, sa conviction, et plus généralement à sa contribution active et fructueuse dans le débat sur la gestion des déchets radioactifs.

SOMMAIRE

	Pages
RESUME ET PRINCIPALES CONCLUSIONS	I à X
INTRODUCTION	1 et 2
<u>CHAPITRE 1 : ACTIVITES DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION</u>	
<u>1.1 Suivi des rapports antérieurs</u>	3 et 4
<u>1.2 Activité de la Commission durant la période 1997-1998</u>	5
<u>1.2.1 Auditions scientifiques de la Commission</u>	5 à 7
<u>1.2.2 Comptes rendus des auditions</u>	7
<u>1.2.3 Visites techniques de la Commission</u>	7 et 8
<u>1.3 Modification de la composition de la Commission</u>	8
<u>CHAPITRE 2 : SUIVI DES RECOMMANDATIONS DE LA COMMISSION</u>	9 à 20
<u>CHAPITRE 3 : L'EVALUATION DE LA STRATEGIE, DES PROGRAMMES DE RECHERCHES ET DES CONCEPTS</u>	
<u>3.1 La stratégie générale</u>	21 et 22
<u>3.1.1 La stratégie des combustibles usés et du plutonium</u>	22
3.1.1.1 La position de EDF (P. DAURES, 8 janvier 1998)	22 à 25
3.1.1.2 Les réflexions de la Commission	25 à 28

<u>3.1.2</u>	<u>La stratégie séparation-transmutation</u>	29
3.1.2.1	Les aspects recherche de la stratégie séparation-transmutation	29 à 32
3.1.2.2	Les aspects industriels de la stratégie séparation-transmutation	32
<u>3.1.3</u>	<u>Entreposage, Stockage et Réversibilité</u>	32 à 34
3.1.3.1	L'entreposage	34 à 36
3.1.3.2	Stockages et réversibilité	37 à 39
<u>3.1.4</u>	<u>Conclusions et propositions</u>	39 à 42
<u>3.2</u>	<u>L'évaluation de la stratégie de recherche et du programme de recherche</u>	43 et 44
<u>3.2.1</u>	<u>Stratégie des recherches</u>	44 à 48
<u>3.2.2</u>	<u>Mise en œuvre de la stratégie associée aux axes 1 et 3</u>	49
3.2.2.1	La situation actuelle – rappel des recherches engagées	49 et 50
3.2.2.2	Les ouvertures possibles	50 à 52
3.2.2.3	Les enjeux	52 et 53
<u>3.2.3</u>	<u>Le plan-programme des recherches</u>	54 à 58
<u>3.3</u>	<u>L'évaluation du concept d'entreposage</u>	59 à 64
<u>3.4</u>	<u>L'évaluation du concept de stockage</u>	65 à 69
<u>3.5</u>	<u>L'évaluation des situations internationales</u>	69
<u>3.5.1</u>	<u>Au plan technique et industriel</u>	70 à 73
<u>3.5.2</u>	<u>Au plan de la recherche</u>	73
<u>3.5.3</u>	<u>Au plan de l'évaluation de la sûreté</u>	74 et 75

<u>3.5.4</u>	<u>Au plan de la réversibilité des stockages</u>	75
--------------	--	-----------

CHAPITRE 4 : L'ÉVALUATION DES TROIS AXES DE RECHERCHE

<u>4.1</u>	<u>La séparation-transmutation et les systèmes innovants (axe 1)</u>	76
<u>4.1.1</u>	<u>La séparation</u>	76 à 89
<u>4.1.2</u>	<u>La transmutation et les systèmes innovants</u>	89
4.1.2.1	Le contexte national	89 à 92
4.1.2.2	Les recherches de base sur les systèmes hybrides	93 à 95
4.1.2.3	Le projet de démonstrateur de système hybride	95 à 98
4.1.2.4	Les autres recherches relatives à la transmutation	99 à 101
<u>4.2</u>	<u>Les recherches pour le stockage géologique (axe 2)</u>	101
<u>4.2.1</u>	<u>Les programmes généraux de recherche</u>	101 à 106
<u>4.2.2</u>	<u>Qualification pour le long terme des colis pour le stockage</u>	107
4.2.2.1	Les verres	107 à 110
4.2.2.2	Les bitumes	110
4.2.2.3	Les liants hydrauliques	111 à 113
4.2.2.4	Conclusions et recommandations pour la qualification pour le long terme des colis	113
<u>4.2.3</u>	<u>La simulation numérique</u>	113 à 119
<u>4.2.4</u>	<u>La biosphère, les risques radiologiques et sanitaires</u>	120
4.2.4.1	La biosphère et les risques radiologiques	120 à 122
4.2.4.2	Les critères sanitaires pour la gestion des déchets de haute activité et à vie longue	122 à 124

<u>4.3 Les conditionnements et les entreposages (axe 3)</u>	125
4.3.1 <u>Le conditionnement</u>	125 à 130
4.3.2 <u>La caractérisation et l'expertise</u>	131 à 132
4.3.3 <u>Les conteneurs</u>	133
4.3.4 <u>L'entreposage d'exploitation</u>	134
4.3.5 <u>Le programme de comportement à long terme des matrices et des colis (CLTC)</u>	134 et 135
<u>CHAPITRE 5 : LES DECHETS RELEVANT DE LA LOI DE 1991</u>	136
<u>5.1 Calendriers des inventaires, spécifications et agréments pour les déchets B et C relevant de la loi de 1991</u>	137
5.1.1 <u>Le calendrier de l'inventaire radiologique</u>	137 et 138
5.1.2 <u>Le processus des spécifications et des agréments des colis pour le stockage</u>	139 et 140
<u>5.2 Actualisation 1998 des données d'inventaire et du modèle d'inventaire pour les options initiales de conception d'un stockage</u>	141
5.2.1 <u>Inventaires établis en 1998, (déchets existants et prévisions pour 2020 et pour 2070)</u>	141 à 147
5.2.2 <u>Modèle d'inventaire initial et dimensionnement des dépôts</u>	147 et 148
5.2.3 <u>Conclusions et recommandations sur l'inventaire général des déchets</u>	148 à 150

<u>5.3</u>	<u>Inventaire des isotopes et des déchets particuliers</u>	150
<u>5.3.1</u>	<u>Produits de fission et d'activation à vie longue</u>	150 à 153
<u>5.3.2</u>	<u>Déchets particuliers</u>	153 à 156
<u>5.3.3</u>	<u>Les déchets futurs</u>	156 et 157
<u>5.3.4</u>	<u>Conclusions et recommandations sur l'inventaire des déchets et des isotopes particuliers</u>	157 et 158

ANNEXES

<u>ANNEXE 1</u> :	COMPOSITION DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION	159
<u>ANNEXE 2</u> :	HISTORIQUES DES EVENEMENTS DE LA LOI LOI DE 1991 SUR LA GESTION DES DECHETS RADIOACTIFS DE HAUTE ACTIVITE ET A VIE LONGUE	160 à 163
<u>ANNEXE 3</u> :	LES ACTIVITES COMPLEMENTAIRES DE LA COMMISSION : LES VISITES TECHNIQUES	164 à 178
<u>ANNEXE 4</u> :	LA SITUATION DES RECHERCHES AU NIVEAU INTERNATIONAL	179 à 209
<u>ANNEXE 5</u> :	LES COOPERATIONS INTERNATIONALES DES ACTEURS DE LA LOI	210 à 219
<u>ANNEXE 6</u> :	ETAT DES LIEUX DES DECHETS B ET C RELEVANT DE LA LOI DE 1991	220 à 252
<u>ANNEXE 7</u> :	LE GROUPEMENT DE RECHERCHES SUR LES FORMations géologiques PROfondes – GdR FORPRO	253 à 274
<u>ANNEXE 8</u> :	LE RECAPITULATIF DES RECOMMANDATIONS DE LA COMMISSION (RAPPORT 1 à 3)	259 à 274
<u>ANNEXE 9</u> :	REFLEXIONS PRELIMINAIRES SUR LA GESTION DES DECHETS CONTENANT DES RADIONUCLEIDES DE LONGUE PERIODE EN RELATION AVEC LA PROTECTION SANITAIRE	275 à 284
<u>GLOSSAIRE</u>		284 à 315

RESUME ET PRINCIPALES CONCLUSIONS

L'évaluation des recherches, selon la mission qui a été confiée à la Commission par l'article 4 de la loi du 30 décembre 1991, a été poursuivie. Le rapport n° 4 correspond aux auditions tenues de septembre 1997 à juin 1998. De nombreux aspects importants ont déjà été étudiés dans le rapport sur la réversibilité, demandé par le Gouvernement à la Commission et remis en juin 1998. Ce rapport et les recommandations formulées dans celui-ci ont été approuvés unanimement par les Membres de la Commission Nationale d'Evaluation et remis au Gouvernement en octobre 1998.

Pour ce rapport n° 4, la Commission a évalué l'évolution des recherches sur les trois axes de la loi et a porté une attention particulière à l'adéquation du plan-programme des recherches aux objectifs fixés par la loi de 1991 et aux scénarios de la stratégie industrielle envisageables à court et à long terme et présentés lors des auditions (chapitre 3), aux recherches spécifiques relatives à chacun des trois axes de la loi (chapitre 4) et à l'inventaire des déchets de haute activité et à vie longue (chapitre 5). Le rapport comporte en outre le suivi des sujets de recherche et des recommandations présentées dans les rapports précédents.

La cohérence des recherches explicitées dans le plan-programme par rapport aux exigences de la loi de 1991 et à la stratégie industrielle a été évaluée à partir des présentations faites, des documents de synthèse remis par les acteurs de la loi et de la synthèse préparée par la Direction de la Technologie du MENRT ainsi que de la stratégie de l'EDF présentée le 8 janvier 1998 à la CNE. La Commission a procédé à cette évaluation par référence aux orientations gouvernementales rappelées par le Conseil interministériel du 2 Février 1998 et aux orientations stratégiques exprimées dans le rapport de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques du 11 juin 1998.

Pertinence des recherches sur les trois axes de la loi

La nécessité de poursuivre les recherches avec vigueur et **de façon équilibrée* sur les trois voies prévues par la loi de 1991** paraît être respectée dans le plan-programme des recherches qui a été présenté à la Commission. En particulier, les travaux exposés à la Commission excluent une alternative séparation-transmutation des déchets C vis-à-vis du stockage définitif : en d'autres termes, on ne peut pas poser sur ce sujet, de manière simpliste, la question du « tout ou rien ». Il est d'ores et déjà évident qu'on ne pourra pas,

* ce qui ne veut pas dire nécessairement un budget annuel égal.

dans des conditions raisonnables, réaliser une transmutation à 100% de tous les radionucléides à vie longue (cas du césium-135 par exemple). Le « tout » semble hors de portée. Est-ce rédhitoire et faut-il pour autant décréter le « rien », c'est-à-dire délaissier les recherches de l'axe 1 de la loi au profit de celles des axes 2 et 3 ? Ce serait évidemment contraire aux raisons mêmes qui ont conduit à relancer la stratégie de séparation-transmutation, et à l'avancement des travaux présentés qui montrent la complémentarité des axes 1, 2 et 3.

L'objectif est, rappelons-le, une diminution significative de l'inventaire radiologique à long terme des déchets afin de réduire l'impact sanitaire éventuel sur les générations futures, pour des périodes de temps qui semblent aujourd'hui difficilement modélisables. La diminution des volumes constitue un atout industriel et commercial, dont on peut tirer parti pour les stockages, mais est-elle un objectif spécifique de la stratégie séparation-transmutation ? Il est probable, et sans doute acceptable, de considérer que les procédés avancés de séparation et les opérations supplémentaires sur les déchets conduiront à des déchets secondaires de catégorie A ou B qui, globalement, pourraient aboutir à une augmentation de volume des déchets ultimes.

La Commission considère qu'il faut éviter d'opposer l'axe 1 de la loi de 1991 (séparation-transmutation) avec l'axe 2 (stockage réversible ou irréversible). Modifier l'équilibre entre les trois axes de recherche, ou accorder une priorité forte à l'axe 2, réalisable dans des temps que l'on peut fixer, par rapport à l'axe 1 dont le calendrier est soumis aux incertitudes du succès propre aux recherches avancées, reviendrait à ruiner l'équilibre entre les trois options de recherches, tel qu'il est prévu par la loi, pour permettre au législateur de se prononcer en 2006 avec un maximum de données scientifiques. Au contraire, l'initiative prise par les Pouvoirs Publics et les organismes de recherche de renforcer l'axe 1 par le développement des recherches sur les options innovantes de transmutation, notamment sur un démonstrateur de système hybride discuté au niveau européen, et par le CEA de renforcer les efforts sur l'axe 3 de la loi (conteneurage et entreposage) va dans le sens des recommandations présentées dans les rapports précédents de la Commission, pour disposer de l'ensemble des options ouvertes par la loi.

Une remise en cause de l'axe 1 de la loi pourrait, par contre, venir d'une modification, même partielle, de l'étape qui la précède c'est-à-dire celle du retraitement. L'hypothèse d'une mise en stockage direct d'un tonnage conséquent de combustibles usés contenant, en particulier le plutonium et coexistant avec une séparation très poussée de ce radionucléide sur une autre partie des combustibles usés, serait de nature à valider un retraitement simplifié de la totalité des combustibles déchargés.

Inventaire des déchets

La Commission a consacré plusieurs auditions à **l'inventaire des déchets**, aux spécifications des colis pour l'entreposage ou le stockage, ainsi qu'aux radionucléides particuliers qu'ils contiennent. Tous les producteurs de déchets ont établi et fourni à l'ANDRA des prévisions d'inventaire des déchets de catégorie B et C pour 2020 et 2070. De son côté l'ANDRA, comme chaque année, a publié la version 1997 de l'inventaire national des déchets, qui répertorie l'ensemble des matières radioactives existant en France, mais n'en précise pas explicitement la catégorie.

La caractérisation, le nombre, le volume et le contenu des colis de déchets sont des paramètres essentiels qui conditionnent directement les concepts d'entreposage et de stockage. De plus ces données, même préliminaires, permettent d'évaluer plus correctement l'ensemble des problèmes techniques (thermique, contenu radiologique et chimique, confinement des radionucléides par les barrières, etc..) afin d'aborder les problèmes d'ingénierie, minière ou de surface, de dimensionnement des ouvrages, ainsi que les analyses de sûreté. C'est pourquoi la Commission a toujours attaché beaucoup d'importance à ce problème d'inventaire.

La comparaison des prévisions d'inventaires faites en 1996 (Réf ASQC-96-017A) et de celles faites en 1998 (réf. ASRE 98.031/A) transmises par l'ANDRA à la Commission en mai 1998 indique des **écarts significatifs**. En particulier, leur comparaison affiche clairement une diminution considérable du volume des déchets B prévus en 2020. La Commission s'est efforcée de comprendre les bases de ces évolutions. A cet effet, on trouvera dans les tableaux 5.4 , 5.5 , et 5.6 du chapitre 5, l'évolution de l'inventaire pour l'ensemble des producteurs et par producteur. La Commission n'est pas parvenue à réconcilier les diverses valeurs prévues pour 2020, ou même à opter pour l'une d'entre elles. Par exemple, si l'estimation d'une production annuelle de 3000 m³ de déchets B est correcte, les évaluations basses, telles que 49000 ou 57000 m³ en 2020, supposent pratiquement un stock actuel nul de ce type de déchets, ce qui est loin d'être le cas.

En ce sens, la Commission regrette vivement que les inventaires présentés ne fassent pas apparaître de façon exhaustive, précise et avec les catégories radioactives, les **stocks existant à ce jour, qui constituent la seule base objective pour caler des prévisions**. Les évolutions ultérieures peuvent être justifiées par des changements technologiques ou des reprises de déchets anciens ; mais il faut alors tenir compte d'un facteur raisonnable de succès de ces opérations, et ne pas baser les évaluations sur des affichages volontaristes d'objectifs dont on ne sait pas jusqu'à quel degré ils seront atteints. Par exemple, le compactage des déchets métalliques provenant des réacteurs électronucléaires peut être considéré comme acquis, alors que le conditionnement des déchets en vrac, ou actuellement

en dépôt dans des conteneurs divers, doit être évalué avec prudence et sans négliger les déchets secondaires issus du reconditionnement. Le problème du déclassement, à cette occasion, de déchets B en déchets A recevables au Centre de Stockage de surface de l'Aube (CSA) doit être traité avec la même circonspection.

De nombreuses sources de déchets, déjà existantes ou prévisibles, ne semblent pas prises en compte dans les inventaires établis par les acteurs de la loi ; pourront-elles générer, avant la date de 2020 choisie pour l'inventaire, des déchets non admissibles en catégorie A, donc non stockables en surface au CSA ? On peut relever en particulier :

- le démantèlement des réacteurs et d'installations déjà arrêtés (UNGG, recherche ...),
- les déchets résultant de l'arrêt de Superphénix,
- le démantèlement de l'installation COGEMA de Marcoule,
- la reprise des déchets en vrac (tranchées, silos, etc.).

De la même façon, l'évaluation faite pour 2070 devrait prendre en compte, au moins partiellement, le démantèlement des réacteurs qui s'arrêteront vers 2020, de Superphénix, Phénix, etc..

L'estimation des déchets C vitrifiés paraît beaucoup plus cohérente. On constate cependant qu'aucun combustible ne figure dans l'évaluation 2020, que ce soient les combustibles MOX ou UOX non retraités de l'EDF, les combustibles divers et échantillons de combustibles du CEA, ou encore ceux de la propulsion navale. Cette position est certes justifiée puisque ces combustibles, pour la plupart usés, contiennent des produits éventuellement valorisables, en particulier du plutonium et de l'uranium, et ne sont donc pas des déchets ultimes au sens de la loi de 1992. Il serait cependant nécessaire de disposer d'un inventaire spécifique de ces combustibles pour une première évaluation des sites d'entreposage ou de stockage éventuel.

Pour juger des recherches relatives aux axes 1, 2 et 3 de la loi de 1991, le problème central de l'inventaire est **l'absence d'une estimation pertinente de l'existant** à ce jour regroupant tous les objets, en service ou non, constituant ou comportant des déchets non acceptables en catégorie A. On pourrait ensuite assurer un passage plus rigoureux de ces données aux prévisions affichées pour 2020. Il s'agit d'une investigation complexe, pour laquelle la Commission ne dispose pas des moyens d'action nécessaires, et qui, d'ailleurs, n'entre pas dans la mission qui lui est confiée par la loi. Ceci n'enlève rien à l'importance du problème et il appartient aux Pouvoirs Publics de le traiter, avec qui de droit.

L'emprise des stockages, réversibles ou non, dans le cadre de la loi de 1991 apparaît ici pour la première fois. L'ordre de grandeur (500 à 1000 hectares), avec les hypothèses

retenues par l'ANDRA*, est à souligner. On voit clairement apparaître dans cette évaluation le poids des combustibles usés en raison de la chaleur dégagée, et tout particulièrement celui des combustibles MOX s'ils devaient être envoyés en stockage direct réversible ou irréversible.

Suivi des recommandations de la Commission

En ce qui concerne chacun des **trois axes de la loi**, la Commission considère avoir obtenu des **réponses factuelles satisfaisantes** à la plupart de ses interrogations ou recommandations antérieures, même si quelques aspects comme la responsabilité et la coordination de certaines recherches classées dans les axes 2 et 3 (**conteneurs, étude du champ proche**) pourraient être améliorés dans le sens d'une meilleure interaction entre les acteurs de la loi. Dans le prolongement des résultats obtenus par la mission de médiation de 1993, les recherches sur les aspects sociologiques lancées au CNRS devraient être amplifiées. En effet les récents développements en Suisse et au Canada montrent que la « sûreté technique » des projets n'emporte pas, pour autant, l'adhésion du public.

Recyclage du plutonium

Dans le champ de l'**axe 1 (séparation, transmutation)** la Commission a exposé dans son rapport sur la réversibilité que les combustibles usés et le plutonium constituent bien des ressources et non des déchets, tout en soulignant la nécessité de minimiser les stocks de plutonium pour des raisons de sûreté, de radioprotection et de non-prolifération. A cet égard, la politique d'égalité des flux d'EDF va dans ce sens. L'hypothèse d'une mise en entreposage de longue durée, qui a été évoquée lors des auditions, d'un tonnage conséquent de combustibles usés contenant, outre les actinides mineurs et les produits de fission, la totalité de l'uranium, du plutonium, et par la suite de leurs descendants, est-elle cohérente avec leur élimination très poussée sur une autre partie des combustibles usés déchargés ? Il appartient aux acteurs de la loi de fournir une réponse sur ce point. Dans l'esprit de la Commission, il n'y a cependant pas d'opposition de principe entre le développement des recherches sur l'axe 1 et la constitution d'un stock important de combustibles usés, dans la mesure où ils sont placés en entreposage réversible.

La Commission s'interroge cependant sur **les capacités de la recherche** à apporter une solution à une pratique de **recyclage intensif** du plutonium dans des **réacteurs thermiques**. En effet, celle-ci irait dans le sens inéluctable de l'augmentation des teneurs en plutonium et en actinides mineurs dans les combustibles MOX et soulèverait des problèmes auxquels il n'est pas évident que la recherche puisse apporter des solutions.

* rapport ANDRA : influence de la durée d'entreposage sur l'emprise du stockage – juillet 1998.

En effet, la qualité du plutonium contenu dans les combustibles MOX usés se dégrade au cours de l'irradiation en réacteur, conséquence d'une forte consommation de plutonium-239, principal isotope fissile. De plus, après un entreposage sur plusieurs décennies, la quasi-totalité du plutonium-241, l'autre isotope fissile, aura disparu par décroissance au profit de l'américium-241 non-fissile et irradiant. En d'autres termes, **le plutonium vieillit mal**, et le retraitement des combustibles MOX entreposés, pour en extraire ce plutonium dégradé, pourrait ne présenter guère d'intérêt, sauf dans l'hypothèse d'un déploiement de réacteurs à neutrons rapides à un horizon de plusieurs décennies. Dans cette perspective, deux autres sources de plutonium seraient également disponibles : celui issu du retraitement courant de combustibles UOX et celui des anciens combustibles UOX entreposés. La Commission souhaite être éclairée sur les comparaisons scientifiques, techniques et économiques de ces trois possibilités.

Elle rappelle, par ailleurs, que le **recyclage dit « homogène » MIX** (recyclage du plutonium dans la totalité du parc électronucléaire sur support d'uranium enrichi) présente a priori des performances meilleures que le recyclage « hétérogène » pratiqué aujourd'hui en termes de bilan des matières et des déchets, comme l'ont montré les études présentées par le CEA et l'EDF : stabilisation du plutonium à des niveaux plus faibles et réduction des quantités d'actinides dans les déchets. Dans cette option, la capacité de fabrication de combustible serait plus importante (1200 tonnes par an), mais ce combustible serait **peu chargé en plutonium** (de l'ordre de 2%), ce qui évite les problèmes liés à la teneur élevée (facteur limitant du nombre de recyclages) et les modifications de structure des réacteurs. La Commission souhaite qu'une étude détaillée des impacts (ressources, entreposage, stockage, environnement, etc..) d'une hypothèse fondée en totalité ou en partie sur le recyclage homogène du plutonium lui soit présentée. Elle rappelle également que la **modération accrue** (RMA) dans les réacteurs électronucléaires contribue, au détriment de la puissance, à une minimisation globale des actinides dans le cycle et dans les déchets.

Laboratoires souterrains et axe 2

Dans le domaine de **l'axe 2 de la loi (stockage réversible ou irréversible)**, les travaux de reconnaissance sur les trois sites proposés pour l'implantation de laboratoires souterrains ont été suspendus depuis l'ouverture des enquêtes publiques (début 1997). Ils ne pourront reprendre qu'à l'issue du processus de décision et il n'y a donc pas d'élément nouveau pour ce rapport. La Commission rappelle l'urgence de cette décision gouvernementale sur le choix des sites, compte tenu des délais nécessaires pour la construction des laboratoires, les essais *in situ* et l'interprétation des résultats, qui devront, selon la loi du 30 décembre 1991, être disponibles en 2006. La Commission souligne l'intérêt et la qualité des journées scientifiques organisées par l'ANDRA dans les trois régions concernées et qui ont rassemblé

de nombreux scientifiques intéressés par les problèmes géologiques de chacun des sites. L'ANDRA a également poursuivi les études générales concernant l'axe 2.

Parmi les études de caractère fondamental, la Commission souligne à nouveau que la rétention des radionucléides par les diverses barrières et leur migration-dilution dans la géosphère constituent deux paramètres essentiels pour garantir la sûreté du stockage. Elle recommande donc de poursuivre l'ensemble des **études géochimiques** nécessaires pour pouvoir **modéliser** sur des bases solides les mécanismes de rétention et de migration-dilution. A l'échelle du colis, la Commission constate que les recherches sur les verres continuent de progresser et souhaite que les expérimentations se poursuivent pour conforter les concepts utilisés dans les **modèles** et **valider** les prévisions. Elle souhaite également, pour les bitumes, que se poursuivent des études sur la compatibilité des colis avec les matériaux des barrières, la rétention des sels par les barrières ouvragées, le pouvoir complexant de la matière organique relâchée et la poursuite des essais sur la dégradation bactérienne. Dans le cas des liants hydrauliques, il est nécessaire de mieux comprendre les mécanismes d'altération du béton en présence des eaux rencontrées dans les sites proposés par l'ANDRA ; les nombreuses recherches conduites récemment sur le ciment et le béton par l'université, le CNRS, et les industriels mériteraient une synthèse pour orienter les futurs programmes. Globalement, la Commission considère que les recherches sur la qualification des matrices utilisées pour le conditionnement des déchets progressent correctement ; elle souhaite que les efforts conséquents entrepris par les responsables des axes 2 et 3 se poursuivent en étroite collaboration, **en particulier pour l'étude des conteneurs et du champ proche.**

Simulation numérique en analyse de sûreté

La Commission souhaiterait disposer du plan d'ensemble envisagé pour la **simulation sur ordinateur**, outil indispensable pour hiérarchiser les risques à long-terme, valider les concepts et réaliser les analyses de sûreté. Si des travaux importants internationaux ont déjà eu lieu (PAGIS, EVEREST, DECOVALEX ...), les études lui paraissent actuellement souvent dispersées, souvent sous-traitées, une fois voire deux. Elle souhaiterait que l'ANDRA s'appuie sur une équipe pour contrôler l'élaboration d'un logiciel global pour la simulation du comportement à long terme des déchets nucléaires dans leur environnement. Les compétences nécessaires sont nombreuses : physique, mécanique des fluides et des roches, géologie et géochimie, mathématiques (théorie de l'homogénéisation), aspects numériques et informatiques (génie logiciel, calcul parallèle). La maîtrise des sous-traitances ne peut se faire que par **une équipe de haut niveau possédant ces diverses compétences** pour assurer l'intégration des divers modules, leur exploitation pour la validation expérimentale, et l'amélioration des performances informatiques du logiciel global. On peut noter que la simulation dans le milieu géologique avec ses caractéristiques propres pose des

problèmes semblables à ceux de la simulation des gisements de pétrole. Un dialogue accru avec les pétroliers, et les équipes universitaires concernées est recommandé.

Conditionnement et entreposage (axe 3)

Concernant **l'axe 3 de la loi**, le conditionnement des déchets dans de **nouvelles matrices** a réalisé des avancées importantes dans les directions recommandées les années précédentes. La Commission encourage la poursuite de ces recherches selon les orientations présentées par leurs auteurs : vitrification, et particulièrement « vitrification directe des déchets B », céramisation de concentrats, nouvelles matrices minérales (matériaux vitrocristallins, vitrocéramiques, céramiques, etc...). Pour toutes les matrices, un point crucial concerne leur altération par l'eau qui conduit généralement à l'apparition de nouvelles phases à l'interface dont le rôle doit être précisé. La rétention sur une longue période est un facteur primordial. Aussi convient-il de s'interroger sur une fin de vie prématurée de la matrice qui, subitement, n'assurerait plus le confinement.

La Commission est toujours dans l'attente d'informations techniques et d'un calendrier concernant **la reprise, le traitement et le conditionnement des déchets anciens**. Avant tout, elle attache une importance particulière à la connaissance des colis destinés au stockage ou à l'entreposage, pour l'établissement d'un **inventaire** aussi **complet** que possible. Elle souhaite que ces opérations ne souffrent d'aucun retard, y compris pour l'aspect de la **toxicité chimique** qui semble avoir été insuffisamment pris en compte. Enfin, la Commission recommande que les études sur les conteneurs et surconteneurs soient menées par l'ANDRA et le CEA selon un programme structuré en commun, pour couvrir tous les aspects liés aux axes 2 et 3 de la loi, et pour envisager un **conditionnement admis tant en entreposage qu'en stockage**.

La Commission a pris note du programme des **études des entreposages de longue durée** lancé par le CEA. Pour éviter qu'un entreposage mis en œuvre depuis plusieurs siècles soit oublié et se transforme *de facto* en un stockage de surface irréversible qui ne présenterait pas les conditions de sûreté d'un stockage souterrain, la Commission recommande que la durée de tels entreposages ne soit en aucun cas prévue pour dépasser celle de la période de surveillance des stockages de surface des déchets de catégorie A (300 ans). La Commission suggère en outre, si le Gouvernement retient l'intérêt d'un entreposage de longue durée, qu'une recherche de sites susceptibles de recevoir ces centres d'entreposages soit effectuée.

Risques radiologiques et chimiques

Certains aspects des **risques pour la santé humaine** des dépôts de longue durée mériteraient d'être revisités. La Commission a noté que certaines recherches concernant la

biosphère font l'objet de développements à la fois par l'ANDRA et l'IPSN, mais ne semblent pas impliquer directement les spécialistes de la radiotoxicologie et de la toxicologie chimique. La Commission considère que les aspects fondamentaux des risques radiologiques et chimiques (cancers, mutations génétiques, empoisonnements) méritent une étude plus approfondie et fassent l'objet de recherches dans le cadre de la loi de 1991 : elle y consacre l'annexe 9 de ce rapport et souhaite que les acteurs de la loi intègrent leurs recherches dans le plan-programme.

Dans les stockages et les entreposages, on est confronté à un mélange de **toxiques chimiques et de radiotoxiques**. Il est nécessaire de considérer conjointement les critères des uns et des autres : le critère à prendre en compte devrait être le plus contraignant des deux. La Commission recommande d'établir au plus tôt un inventaire radiochimique et chimique de référence, et, après avoir choisi des critères sanitaires communs aux éléments chimiques et aux isotopes radioactifs, d'effectuer quelques exercices simples pour comparer l'impact sanitaire des concepts proposés.

Aspects internationaux

Au niveau **international**, on peut noter que le **premier stockage géologique autorisé** est celui du **WIPP**, New Mexico, **Etats-Unis**. Depuis le 13 Mai 1998, il est autorisé à recevoir en stockage dans une couche de sel des déchets militaires assimilables aux déchets B français. Le WIPP doit accueillir 175000 m³ de déchets en 35 ans et aucune réversibilité n'est prévue. On peut observer que cette procédure vise une classe de déchets qui, dans le rapport de la Commission sur la réversibilité (Juin 1998), était proposée pour un stockage géologique.

Aux **Etats-Unis** également, le tunnel d'exploration du site de **Yucca Mountain**, Nevada, est maintenant achevé. Ce site est destiné à recevoir en dépôt des colis de combustibles usés. Il est situé dans des tufs volcaniques à 300 mètres sous le toit d'une colline et long de 8 km. Le tunnel mesure 7,50 m de diamètre et est équipé d'une voie ferrée. On peut y accéder à l'horizontale par une route. Cinq « alcôves » latérales y abritent diverses expériences, en particulier thermiques. Il correspond assez bien au concept d'entreposage de subsurface, d'accès aisé à l'horizontale, proposé aussi par la Commission dans son rapport sur la réversibilité.

Au **Canada**, le gouvernement a publié les conclusions de la **Commission d'Enquête Environnementale** pour évaluer le concept générique de stockage géologique dans le granite du bouclier canadien, soutenu par de nombreuses expériences dans le laboratoire souterrain du Lac du Bonnet (URL). Les conclusions sont que le concept est reconnu sûr au plan technique, mais non au plan social. Il n'est donc pas accepté dans les conditions actuelles ; parmi les recommandations émises figurent celles de développer un plan de

participation du public, de définir un cadre permettant l'évaluation des dimensions éthiques et sociales du concept, de comparer diverses options, et finalement de créer une agence fédérale de gestion des déchets radioactifs.

X

X X

En conclusion, le programme des recherches sur la gestion des déchets radioactifs semble avoir pris en compte la plus grande partie des phénomènes en cause. Ce programme a une ampleur considérable et de nombreuses recherches sont maintenant en cours. Le présent rapport, par son volume, témoigne de la quantité et de la diversité des approches entreprises par les différentes équipes de recherche. Les faiblesses relevées par la Commission dans son évaluation font actuellement, pour la plupart, l'objet de travaux menés par les acteurs de la loi. Aucun problème majeur ne nous paraît actuellement ignoré dans le cadre des réflexions en cours.

INTRODUCTION

Créée par l'article 4 de la loi du 30 décembre 1991, la Commission Nationale d'Evaluation (CNE) a été mise en place par les Ministres de l'industrie, de l'environnement et de la recherche en avril 1994. Depuis cette date, l'état d'avancement et l'évaluation des recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue ont donné lieu à la publication de trois rapports en juin 1995 et 1996 et en septembre 1997.

Avant de faire connaître ses décisions concernant le choix des sites des laboratoires souterrains, le Gouvernement a confié à la Commission la tâche de lui faire-part, avant la fin du premier semestre 1998, de ses réflexions sur la réversibilité des stockages. A cet effet, en juin 1998, un rapport intitulé « Réflexions sur la réversibilité des stockages » a été remis au Gouvernement. Il a été rendu public et diffusé conformément aux directives ministérielles du 2 juillet 1998.

Ces rapports comportent des recommandations (rapports annuels) ou des propositions (rapport sur la réversibilité). Les recommandations formulées dans les rapports annuels et notamment le rapport n° 3, ont reçu à plusieurs reprises l'approbation des Ministres de tutelle ; celles relatives à l'axe 3 et en particulier la nécessité de structuration de cet axe, ont fait l'objet d'un courrier ministériel aux acteurs concernés en janvier 1998 ; la coordination pour les axes 2 et 3 a fait l'objet d'un courrier ministériel le 3 décembre 1997.

La Commission, dans ce quatrième rapport, n'est pas en mesure de porter une évaluation sur les recherches qui seraient directement associées à une stratégie industrielle à mettre en place à une époque donnée, puisque le rapport de la mission confiée à Messieurs MANDIL et VESSERON par lettre du 13 décembre 1996, remis au Gouvernement en juillet 1997, n'a pas encore été rendu public. En revanche, l'Office parlementaire des choix scientifiques et technologiques a publié, le 11 juin 1998, un rapport sur l'aval du cycle nucléaire qui a été élaboré par Messieurs les Députés Christian BATAILLE et Robert GALLEY ; il analyse la situation et propose des orientations en matière de filière de réacteurs et de retraitement. Par ailleurs, il fait un point sur les recherches conduites dans les trois axes de la loi du 30 décembre 1991.

Les rapports des Commissaires-enquêteurs concernant les trois demandes d'autorisation d'implantation et d'exploitation (DAIE*) des laboratoires souterrains sur les sites de la Vienne, du Gard et de l'Est, ont été publiés et donnent des avis positifs. Par ailleurs un rapport conclusif a été remis au Gouvernement le 1^{er} décembre 1997 par la DSIN* et a été publié par le Gouvernement le 2 février 1998.

* Terme défini dans le glossaire

A ce jour, malgré l'avis favorable des enquêtes publiques, l'avis conclusif de la DSIN et la remise du rapport de la Commission intitulé « Réflexions sur la réversibilité des stockages », aucune décision sur les choix des sites n'est intervenue.

L'évaluation des recherches, selon la mission qui a été confiée à la Commission par la loi du 30 décembre 1991 s'est poursuivie tout au long de la période de 1997-1998 ; le rapport n° 4 et les recommandations formulées dans celui-ci ont été approuvés unanimement par les Membres de la Commission et seront remis au Gouvernement en octobre 1998.

CHAPITRE 1 : ACTIVITES DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION

1.1 Suivi des rapports antérieurs

La Commission Nationale d'Evaluation (CNE) a soumis au Gouvernement et aux Ministres concernés trois rapports annuels :

- le 27 juin 1995 (rapport n° 1)
- le 27 juin 1996 (rapport n° 2)
- le 10 septembre 1997 (rapport n° 3)

Conformément aux instructions reçues du Gouvernement, ceux-ci ont été largement diffusés, après autorisation orale des ministres successifs de l'Industrie auprès des scientifiques, des organismes de recherche et divers acteurs impliqués de près ou de loin dans la gestion des déchets nucléaires. Une traduction en langue anglaise du résumé et des principales conclusions a été diffusée aux organismes et personnalités qui en ont fait la demande dans les pays étrangers et aux organismes internationaux concernés (OCDE/AEN*, AIEA*). D'autre part, le nombre de demandes individuelles est en constante progression et dépasse 300 destinataires.

Le rapport présentant les réflexions sur la réversibilité des stockages, demandé par le Gouvernement lors du Comité interministériel du 2 février 1998 et confirmé par la lettre interministérielle du 30 avril 1998, a été remis au gouvernement le 19 juin 1998 conformément au calendrier défini dans la demande. Sa diffusion auprès des organismes intéressés et des divers demandeurs a été effectuée à partir du 6 juillet 1998 selon les instructions reçues du Gouvernement par lettre du 2 juillet 1998. A ce jour environ 1 200 exemplaires ont été diffusés.

Les recommandations formulées par la Commission dans ses rapports n° 1, 2 et 3 ont été suivies de plusieurs directives ministérielles, sous forme de lettres adressées aux différents acteurs de la loi.

* Terme défini dans le glossaire

Ainsi pour le rapport n° 1, la recommandation principale relative à l'établissement d'une stratégie et d'un plan programme, ainsi que la mise en place d'une coordination entre les acteurs de la loi a conduit à la lettre ministérielle du 27 décembre 1995.

Le rapport n° 2, qui renouvelait cette recommandation a d'abord fait l'objet d'un échange de courriers entre le Président de la Commission et le Ministère de l'Industrie, de la Poste et des Télécommunications. Cet échange a permis de confirmer aux termes du courrier du 8 janvier 1997, une démarche comportant deux actions :

- l'établissement d'une nouvelle version du plan-programme assorti d'un document sur les travaux de recherche prévue sur les trois axes de la loi, ainsi que le calendrier et les rendez-vous majeurs de ce programme,
- l'élaboration des scénarios stratégiques pour l'aval du cycle du combustible nucléaire, qui permettent d'évaluer la pertinence du programme de recherche.

Ces actions ont donné lieu d'une part, à la mission confiée par le Gouvernement à Messieurs MANDIL et VESSERON sur l'aval du cycle et, d'autre part, aux demandes adressées aux deux organismes responsables des axes de recherche de la loi concernant l'établissement d'une nouvelle version du plan-programme.

Le rapport n° 3, qui présentait les premières réflexions de la Commission sur la réversibilité et l'évaluation des travaux de recherche conduits en 1996 sur les trois axes de la loi, a donné lieu aux directives ministérielles sur les recherches spécifiques à mener dans le cadre de l'axe 3 et plus particulièrement sur l'entreposage comme indiqué dans l'introduction. Ce dernier thème a fait également l'objet d'une demande du gouvernement lors du Comité interministériel du 2 février 1998 qui doit aboutir, pour la fin de l'année 1998, à la transmission au Gouvernement d'un rapport établi par le CEA sur le concept d'entreposage en subsurface.

Concernant le suivi individuel des diverses recommandations scientifiques, le secrétariat scientifique de la Commission a établi un référentiel de l'ensemble des recommandations émises dans les trois rapports. De plus, à la demande des acteurs de la loi, deux réunions spécifiques sur le suivi des recommandations ont été organisées respectivement le 27 janvier 1998 et le 19 février 1998. Les conclusions de ces réunions ont servi de support à la rédaction du chapitre 2 du présent rapport.

Enfin, pour compléter l'information, on trouvera dans l'annexe 2, les fiches synoptiques concernant l'historique de l'évaluation de la recherche sur la gestion des déchets ainsi que les données disponibles sur les événements administratifs et réglementaires depuis la création de la Commission Nationale d'Evaluation.

1.2 Activité de la Commission durant la période 1997-1998

Pour l'établissement du rapport n° 4, la Commission Nationale d'Évaluation a procédé à :

- des auditions des acteurs de la loi et des réunions de rédaction du rapport,
- l'audition d'experts français et étrangers,
- des visites d'installations.

1.2.1 Auditions scientifiques de la Commission

Le calendrier des auditions scientifiques de la Commission a été très chargé pendant la période de septembre 1997 à juin 1998 en raison des auditions normales consacrées à l'état et à l'évaluation des recherches relevant de la loi 1991, qui entrent dans la mission normale de la Commission, puis d'auditions spécifiques consacrées au problème de la réversibilité des stockages, suite à la demande formulée par le Gouvernement lors du Comité interministériel du 2 février 1998. Au total, cinq auditions ont été consacrées aux déchets relevant de la loi de 1991, neuf ont concerné les trois axes de recherche de la loi et cinq ont permis d'approfondir les réflexions sur la réversibilité. Deux d'entre elles (une sur l'axe 1 de la loi, l'autre sur la réversibilité) ont permis de compléter l'information de la Commission sur les recherches menées à l'étranger.

Les dates et les thèmes des auditions des organismes de recherche sont rassemblés ci-dessous :

- 9 septembre 1997 : Collaborations internationales : objectifs, programmes, résultats – ANDRA/CEA/CNRS/ACTEURS DE LA LOI.
- 15 octobre 1997 : Produits de fission et produits d'activation à vie longue dans les déchets – ANDRA/PRODUCTEURS.
- 6 novembre 1997 : Inventaire des déchets et spécifications des colis pour le stockage profond – ANDRA/PRODUCTEURS.
- 20 novembre 1997 : Déchets particuliers et isotopes spécifiques (^{14}C , ^{36}Cl , ^{41}Ca , ^{10}Be) - CEA/ANDRA/PRODUCTEURS/ACTEURS DE LA LOI.
- 3 décembre 1997 : Devenir des déchets entreposés au CEA Cadarache - spécifications des déchets B – conteneurs de haute intégrité - CEA/PRODUCTEURS.

- 4 décembre 1998 : Devenir des déchets entreposés à Marcoule – (Etablissement COGEMA- CEA – VALRHO) - COGEMA/CEA/PRODUCTEURS.
- 8 janvier 1998 : Stratégie – concepts d’entreposage et de stockage - ACTEURS DE LA LOI.
- 30 janvier 1998 : Axe 1 de la loi : séparation - Visite d’Atalante à Marcoule – CEA.
- 12 février 1998 : Le programme des travaux dans les laboratoires souterrains (géologie – géomécanique), le GdR FORPRO* - ANDRA et CONTRACTANTS.
- 26 février 1998 : Les scénarios de transmutation ; état d’avancement des travaux du GdR GEDEON* - CEA/CNRS/EDF.
- 26 mars 1998 : La stratégie des recherches – le plan-programme ; la rétention des radionucléides - ACTEURS DE LA LOI.
- 7 avril 1998 : La réversibilité des stockages - ACTEURS DE LA LOI/ SOCIOLOGUES.
- 21 avril 1998 : Programmes de recherche de l’axe 3 : conditionnement – entreposage - CEA/EDF/COGEMA.
- 14 mai 1998 : Exercices de sûreté et modèles numériques - CEA/IPSN/ANDRA et CONTRACTANTS.

Trois auditions axées sur la réversibilité ont été consacrées aux experts étrangers et français. Elles ont complété les auditions antérieures de MM. MINON (Belgique), THEGERSTRÖM (Suède) et ALLAN (Canada) :

- 31 mars 1998 : M. C. DEVILLERS (Ancien Directeur Délégué à la sûreté des déchets de l’IPSN) sur la réversibilité des stockages.
- 6 avril 1998 : M. P. ZUIDEMA (Suisse – NAGRA* – CEDRA) sur les aspects techniques de la réversibilité des stockages et la réflexion sur la réversibilité en Suisse.

* Terme défini dans le glossaire

21 avril 1998 : M. PIGFORD (Etats-Unis) : Séparation, transmutation, gestion des déchets aux Etats-Unis - réversibilité.

Enfin, une audition a été consacrée aux associations impliquées dans le domaine nucléaire :

- 28 avril 1998 : GSIEN* et CRIIRAD* sur la réversibilité des stockages.

La Commission a également consacré plusieurs réunions à la rédaction des rapports ; celui sur la réversibilité a nécessité cinq réunions de rédaction ; sept réunions ont été dédiées à l'établissement du rapport n° 4.

1.2.2 Comptes rendus des auditions

A la demande de l'ANDRA, le secrétariat scientifique rédige un compte rendu de chacune des auditions. Ce compte rendu comporte un résumé de chacune des présentations scientifiques et le relevé des questions et réponses consécutives à l'exposé. Le projet de rédaction est soumis pour observation aux acteurs de la loi présents à l'audition. La diffusion de la version définitive intervient généralement dans le mois qui suit l'audition et ce compte rendu est adressé à l'ensemble des participants (50 à 70 personnes) ainsi qu'aux membres des organismes de recherche dont chaque acteur a établi la liste. En tout, chaque audition donne lieu à la diffusion d'une centaine de comptes rendus. Cette opération a débuté lors de l'audition du 6 novembre 1997. Douze comptes rendus comportant en moyenne 30 à 60 pages ont été rédigés à cette date. Ce mode de fonctionnement est relativement lourd pour la Commission, notamment pour le secrétariat scientifique, mais il contribue à la clarté et à la transparence des débats entre la Commission et les acteurs de la loi.

1.2.3 Visites techniques de la Commission

Pour compléter ses informations sur les laboratoires souterrains, la Commission a visité les 4-5 septembre 1997 le laboratoire méthodologique de Tournemire* exploité par l'IPSN* et le 27 septembre le laboratoire de Grimsel* (Suisse) exploité par la NAGRA-CEDRA*.

* Terme défini dans le glossaire

Des informations complémentaires sur l'état des lieux des déchets, leur production et leur gestion ont été obtenus au cours de quatre autres visites techniques :

- 3 décembre 1997 à Cadarache : entreposages du CEA ;
- 4 décembre 1997 à Marcoule : déchets et entreposages de COGEMA et du CEA VALRHO* ;
- 30 janvier 1998 à Marcoule : Atalante* ;
- 13 mai 1998 à La Hague : usines de retraitement et entreposage des déchets.

Les principales données techniques recueillies lors de ces visites sont exposées dans l'annexe 3 du présent rapport.

1.3 Modification de la composition de la Commission

Plusieurs modifications dans sa composition sont intervenues depuis l'émission du rapport n° 3 :

- le décès, le 7 juillet 1997 de Monsieur Rudolf ROMETSCH, Consultant, ancien Président de la NAGRA/CEDRA* (Suisse) qui siégeait à titre d'expert étranger,
- le décès, le 10 avril 1998, de Monsieur Raimond CASTAING, Professeur, membre de l'Académie des Sciences,
- la démission, le 19 juin 1997, de Monsieur Jean-Pierre OLIVIER, Chef de la Division de Radioprotection de l'OCDE/AEN*, qui siégeait à titre d'expert étranger,
- la nomination, le 11 décembre 1997, de Monsieur Olivier PIRONNEAU, membre correspondant de l'Académie des Sciences, Professeur et Directeur du Laboratoire de Mathématiques appliquées à l'Université Paris VI. Monsieur Olivier PIRONNEAU remplace Monsieur Dominique DUCASSOU, démissionnaire depuis le 7 décembre 1995.

A ce jour, les nominations des remplaçants de MM. OLIVIER, ROMETSCH et CASTAING n'ont pas encore été prononcées.

* Terme défini dans le glossaire

CHAPITRE 2 : SUIVI DES RECOMMANDATIONS DE LA COMMISSION

Afin de s'assurer de l'adéquation des recherches en cours avec les exigences de la loi de 1991 et les besoins des stratégies industrielles, la Commission procède à un examen annuel de l'évolution des travaux qui ont fait l'objet de recommandations.

Les modalités de suivi des recommandations instaurées à partir de cette année à la demande de l'ANDRA nécessitent un travail important, d'une part, pour les responsables des axes de recherche et les acteurs de la loi et, d'autre part, pour la Commission ; mais c'est une démarche fructueuse. En effet, la connaissance à tout moment de l'état des recherches et des projets des responsables et des acteurs, ainsi que celle de données chiffrées sont essentielles, afin que la Commission puisse répondre aux besoins d'information des Pouvoirs Publics. Par ailleurs, il est important de disposer de documents techniques à jour pouvant devenir, selon le vœu des Pouvoirs Publics, des documents destinés à l'information des Commissions locales et du public.

A la suite des séances de travail des 27 janvier et 19 février 1998 consacrées à l'examen des réponses aux recommandations du 3ème rapport de la Commission, il a été décidé que le secrétariat scientifique diffuserait dorénavant, après la parution du rapport, le listing des recommandations de l'année en cours, éventuellement complété par celles des années précédentes non encore prises en compte à cette date. Des fiches de synthèse seront établies dans les six mois suivants, après accord des acteurs de la loi. Cette méthode de travail a été expérimentée cette année. Ainsi, en novembre 1997, un récapitulatif des recommandations a été adressé au CEA et à l'ANDRA qui ont recueilli, en tant que de besoin, les réponses des autres acteurs de la loi. Cette procédure semble convenir et sera renouvelée.

Les réunions pour le suivi des recommandations de cette année ont favorisé le dialogue et ont permis des clarifications importantes fondées sur les précisions apportées par les acteurs de la loi, tant sur les résultats que sur les programmes. Elles permettront d'orienter les auditions futures. La Commission souhaite que ces réunions fournissent aux différents acteurs la possibilité de se faire préciser les recommandations émises. Celles-ci sont classées pour faciliter le suivi en dix rubriques qui suivent plutôt le plan des rapports que les axes de la loi. Elles sont quelquefois redondantes mais permettent d'aller dans le détail.

Pour toutes les recommandations, des réponses écrites sont parvenues à la Commission au début de 1998. C'est sur ces réponses que s'appuie la présente rédaction. Il est à noter toutefois que certaines d'entre elles ont été largement abordées et discutées au cours des auditions de la Commission pour l'établissement du rapport n° 4. En effet, les réponses fournies pour les réunions de suivi ont été concises et elles ont été suivies de réflexions et commentaires plus détaillés au cours des réunions.

Dans ce chapitre, la Commission examine seulement les réponses factuelles aux principales recommandations telles qu'elles apparaissaient au début de 1998. Elles sont relatives aux points importants de la recherche et à certaines questions de fond. La Commission prend acte d'un certain nombre de décisions et elle renvoie dans le corps du rapport ses commentaires sur quelques-uns de ces points. On constatera d'ailleurs, à la lecture de celui-ci, l'évolution positive de certaines déclarations des responsables de la recherche qui se sont traduites par la prise en compte des observations dans les programmes à venir, voire par un début de leur réalisation.

Rubriques 1 à 3

Les réponses aux recommandations des rubriques 1, 2 et 3 peuvent être examinées globalement car elles concernent des aspects indissociables : coordinations stratégiques et techniques, programmes et calendriers, plan-programme des recherches et scénarios de stratégie industrielle.

Dans le rapport n° 3, les recommandations de la Commission appelaient les pilotes des axes de recherche à préciser ensemble la cohérence de l'enchaînement des recherches et les grandes étapes prévisibles dans l'acquisition des résultats, ainsi que les échéanciers et calendriers de rendez-vous y afférents. Elles invitaient aussi les industriels et les Pouvoirs Publics, à préciser dans la gestion des déchets relevant de la loi, quelques stratégies sans lesquelles les trois axes ne sauraient trouver la cohérence nécessaire.

Les réponses fournies pour les axes 1 et 3 pilotés par le CEA ont fait l'objet de discussions conjointes et sont donc considérées comme des réponses communes des acteurs de la loi concernés. Elles montrent que toutes les recommandations ont été prises en compte et que les messages qu'elles sous-tendent ont été reçus. Les réponses aux recommandations concernant l'axe 2 ont été faites par l'ANDRA, pilote de cet axe.

Pour ce qui concerne l'adéquation entre le plan-programme des recherches et la stratégie industrielle, les réponses font ressortir qu'il faut bien distinguer deux niveaux pour apprécier la situation et son évolution au regard de la loi :

- celui de la recherche et du développement devant déboucher vers des solutions techniques avec, « *in fine* », une évaluation de la faisabilité industrielle pour un éventuel déploiement après 2006. Ce niveau est du ressort du CEA et de l'ANDRA, responsables des axes de la loi ; ils fournissent des données pour le second niveau,
- celui de la stratégie industrielle relevant des industriels et des Pouvoirs Publics y compris les autorités de sûreté.

Dans ce cadre, tous les scénarios de gestion des déchets et les programmes de recherche associés se situent soit dans la continuité de l'utilisation du parc de réacteurs actuels, soit dans l'hypothèse d'un parc futur différent, voire très différent. Ces divers scénarios ont pour objectif la stabilisation ou la diminution des inventaires en masse et en radiotoxicité des déchets. Ils prennent en compte les variantes associées soit au retraitement actuel, amélioré ou simplifié, soit au non retraitement de tout ou partie des combustibles usés. Une sélection par les acteurs de la loi d'un nombre limité d'entre eux permettant une ouverture de choix industriels devrait être faite prochainement et serait suivie d'une étude détaillée des implications sur la gestion de l'aval du cycle, conformément au souhait de la Commission.

La Commission note que les révisions en cours sur la stratégie qui guide les recherches et sur le plan-programme sont désormais conduites en parallèle.

Les recherches sur les produits de fission et les actinides seront rééquilibrées par des inflexions de programmes dans les trois axes. Des efforts de hiérarchisation des radionucléides, actuellement en cours, pourraient être un des fils conducteurs de la stratégie et des priorités pour les recherches. L'importance de ce point est soulignée par les pilotes des axes de recherche de la loi. De plus, le renforcement des recherches sur l'axe 3, en particulier l'entreposage, qui fait l'objet d'une demande ministérielle, a été effectif. Enfin, la reprise de déchets anciens est considérée par les acteurs de la loi comme du ressort des exploitants qui les ont en charge.

La politique de publication sera fortement soutenue et le rôle des conseils scientifiques, dans ce domaine et dans l'organisation des recherches pour l'axe 2 (ANDRA) et les axes 1 et 3 (CEA) sera précisé. A cet égard, l'organisation des journées scientifiques par l'ANDRA constitue une démarche positive.

Les responsabilités de gestion des programmes de recherche ont été précisées, comme on le verra par la suite, et leur actualisation par les responsables des axes se fait en coopération avec tous les acteurs de la loi. A cet égard, des groupes de travail ont été réactivés ou mis en place. Le plan-programme des recherches qui en résulte a été présenté à la Commission en mars 1998. Le CEA a pour sa part désigné un Directeur des Programmes pour les recherches relevant de la loi. En revanche, la coordination des recherches au CNRS est encore à consolider. Dans l'ensemble, les calendriers des rendez-vous ont été fixés de façon ferme jusqu'en 2002 ; au-delà, ils apparaissent comme des jalons dont les objectifs sont précisés mais les calendriers détaillés restent à définir.

En examinant les réponses spécifiques au suivi des recommandations concernant les trois axes de recherche, la Commission note les points suivants :

Pour l'axe 1 :

- une clarification sur les dates prévues pour les faisabilités techniques en matière de séparation : 2002 pour la séparation du neptunium et de l'ensemble actinides-lanthanides, et 2005 pour la séparation des actinides, des lanthanides, de l'américium et du curium,
- une clarification sur le retraitement des combustibles MOX* qui ne présente à ce jour aucune difficulté technique susceptible d'empêcher sa mise en œuvre, hormis les décisions stratégiques,
- la décision de principe du CEA, du CNRS, d'EDF et de Framatome de participer à la rédaction du cahier des charges d'un démonstrateur de système hybride* de puissance modeste et à la démonstration de sa faisabilité. Les recherches doivent inclure aussi bien les problèmes de la physique et de la tenue des matériaux que ceux de la chimie. La concertation entre les acteurs est pilotée par la Direction de la Technologie du Ministère de l'Education Nationale, de la Recherche et de la Technologie.

Pour l'axe 2, l'ANDRA pilote la recherche dans le cadre d'accords de partenariat avec le CEA et différents acteurs de la loi qui apportent des propositions de programmes coopératifs et participent à leur réalisation.

* Terme défini dans le glossaire

Pour l'axe 3, une restructuration est en cours ; celle-ci donne une place plus importante aux recherches sur les entreposages avec le projet ETLD* (Entreposage de Très Longue Durée), réexamine les recherches sur les conditionnements, en particulier sur les nouvelles matrices, et identifie les recherches sur les performances à long terme pour l'entreposage et le stockage par la mise en place du programme C3P* (décrit à la rubrique 9) ainsi que celles sur la caractérisation des déchets.

La Commission prend acte que des recherches à caractère sociologique sont entreprises dans le cadre d'actions relevant du CNRS. Il est évidemment souhaitable qu'un certain niveau d'association entre les acteurs de la loi et les équipes du CNRS et de l'Université se mette en place dans ces domaines.

Rubrique 4

Elle concerne l'inventaire, la nature, la caractérisation et les spécifications des déchets.

Les recommandations étaient nombreuses et la Commission note le souci unanime des organismes de parvenir à cerner au plus près l'état de la situation sur les trois premiers points dans un proche avenir, afin de parvenir à des prévisions réalistes à l'horizon 2020 tenant compte :

- 1) de la stratégie industrielle de retraitement (y compris les combustibles anciens) ou de reprise des déchets anciens (par exemple le bitumage des boues de STE2*) dans l'optique actuelle d'un stockage en profondeur,
- 2) de l'assainissement de l'usine UP₁* à Marcoule.

A cet égard, pour l'inventaire des déchets, un groupe de travail entre les producteurs de déchets et l'ANDRA a été constitué. Un autre groupe entre les pilotes de la recherche et les industriels l'a été pour examiner la hiérarchisation multicritères des radionucléides. Les réponses aux problèmes soulevés qui nécessitent soit de la recherche et du développement, comme les mesures de certains radionucléides particuliers et l'établissement de bilans de ces mêmes radionucléides, soit des autorisations comme la mise en actif d'installations pour la caractérisation et l'expertise des déchets parviendront ultérieurement. Le CEA et l'ANDRA se sont engagés à chercher une convergence d'objectifs et de moyens sur ces points.

* Terme défini dans le glossaire

Le problème des spécifications des déchets qui est relié aux inventaires et aux caractérisations a reçu des réponses positives lors de l'audition du 6 novembre 1997 ; l'évaluation en est faite dans le chapitre 5.

La Commission a pris acte des réponses pour les points sur lesquels elle s'interrogeait. D'une part, les uraniums appauvris et de retraitement, considérés comme des matières valorisables à long terme, sont actuellement entreposés ; une très faible proportion est utilisée pour la fabrication des combustibles MOX*. D'autre part, le retraitement à La Hague des combustibles de la propulsion navale et des combustibles des réacteurs de recherche (à l'exception de deux tonnes de nature très particulière) est techniquement faisable. Un groupe de travail animé par la DSIN* et DDSN* se penche sur la possibilité d'une gestion spécifique de la plus grande masse de graphite dans un stockage dédié. Dans l'éventualité de la décision d'un stockage direct des combustibles usés, un programme de recherche est mis en place pour étudier leur comportement à long terme. Les études sur l'utilisation de très hautes températures pour le conditionnement par vitrification directe (torche à plasma*, creuset froid*) des déchets B sont développées par le CEA et la COGEMA à titre exploratoire.

Rubrique 5

Elle concerne les recommandations sur les exercices de sûreté, la durée de l'entreposage, la réversibilité d'un éventuel stockage et divers points particuliers, comme la nature des recherches et des collaborations internationales sur les trois axes de la loi.

Les données sur la réversibilité d'un stockage ont fait l'objet du rapport spécifique remis au Gouvernement en juin 1998. Les éclaircissements sur l'entreposage de longue durée pour les différents déchets sont examinés dans le chapitre 3 ; ceux-ci prennent en compte les informations complémentaires apportées lors des auditions du 8 janvier 1998, du 7 avril 1998 et du 21 avril 1998. Dans les réponses concernant ces deux points, il est apparu que les acteurs de la loi souhaitent maintenir un découplage tranché entre les aspects techniques et les réflexions qui sous-tendent les motivations des démarches.

La Commission a pris acte que les exercices de sûreté accompagnant les concepts de stockage étaient considérés par l'ANDRA comme de son ressort exclusif. Les premiers exercices qui ont été présentés en 1996 prenaient déjà en compte certaines particularités des trois sites candidats. En complément, un exercice réalisé sur la base des concepts préliminaires de stockage devrait être présenté à la Commission fin 1998.

* Terme défini dans le glossaire

En raison de son rôle d'appui technique aux autorités de sûreté pour l'expertise des dossiers, l'IPSN* ne peut participer à de tels exercices que de façon très indirecte, par exemple en essayant d'affiner avec l'ANDRA la réflexion sur la définition des biosphères du futur ou en participant à des groupes de travail et à des exercices internationaux destinés à valider des bases de données nécessaires pour ces exercices. A cet égard, la Commission note la difficulté de l'IPSN* pour intégrer sa recherche propre dans les recherches des autres acteurs de la loi.

Concernant la nature des recherches dans les trois axes, la Commission avait mentionné dans son rapport n° 3 l'obligation de résultats pour les axes 2 et 3 et une ouverture de l'éventail des choix techniques en 2006 pour l'axe 1. Les acteurs de la loi considèrent qu'il y a une obligation de résultats pour les trois axes mais qu'il s'agit de proposer des solutions industrielles réalisables uniquement pour les axes 2 et 3. Le rendez-vous de 2006 concerne bien les résultats des recherches. La Commission exprime son accord sur ce point. Par ailleurs, il résulte de l'analyse des documents de suivi que les recommandations de la Commission ont permis de clarifier les différents critères de faisabilité associés aux échéances des calendriers : conceptuelle ou scientifique, technologique, industrielle, financière et économique et enfin sociale.

La Commission a noté que le problème d'un retraitement simplifié laissant dans les déchets plus de plutonium que les quantités présentes actuellement était examiné au plan stratégique dans un contexte de compétitivité industrielle. Si une partie du plutonium n'est plus valorisée, cet élément devient un déchet pour lequel un conditionnement approprié devra être envisagé.

L'état des collaborations internationales a été fait lors de l'audition du 9 septembre 1997 ; la Commission fait le point sur ce sujet dans l'annexe 5 du présent rapport.

Rubrique 6

Cette rubrique concerne les recommandations sur les laboratoires souterrains et porte principalement sur les concepts, les colis, les barrières, le champ proche, les données géologiques, et les modélisations. Ces recommandations sont essentiellement adressées à l'ANDRA, pilote de l'axe 2.

La Commission a consacré une partie de son rapport n° 3 à l'évaluation des recherches sur les sites. Les recherches étant suspendues dans l'attente d'une décision du Gouvernement, aucune information scientifique nouvelle n'est parvenue à la Commission pour ces sites depuis la présentation du rapport n° 3 en septembre 1997. Il n'y a donc pas lieu d'y revenir.

La Commission a réitéré dans le chapitre 6 du rapport n° 3 sa recommandation sur les spécifications des colis, point qu'elle a toujours considéré comme important. Dans ses réponses, l'ANDRA indique que les spécifications des colis pour le stockage sont consécutives à la définition des concepts de stockage et ne les précèdent pas. Dans cette approche, il y a peu de rétroactions entre les spécifications et les concepts. En effet, c'est l'inventaire (quantité, caractéristiques des colis) qui conditionne le choix des concepts et la fonction de confinement dévolue au colis. Les spécifications des colis adressées aux producteurs de déchets sont établies pour que cette fonction soit assurée et garantie.

L'ANDRA a travaillé depuis longtemps dans cette direction afin de fixer les allocations des performances des différentes composantes d'un stockage. Les concepts de stockage visent évidemment à atteindre l'objectif de radioprotection de toute gestion des déchets radioactifs. Le CEA dans le cadre de l'axe 3 anticipe, dans l'attente de la définition de ces concepts, sur les besoins en procédures et en tests afférents pour la caractérisation à long terme des colis.

Le comportement à long terme des colis relève, selon les acteurs de la loi, des recherches menées dans l'axe 2 et doit être traité sous cette rubrique dans le rapport annuel de la Commission. Celle-ci s'attachera à respecter cette démarche dans son évaluation, afin de bien différencier les objectifs des diverses études. Cependant les recherches sur le comportement à long terme des colis et le terme source associé ne peuvent être dissociés de celles sur les conditionnements des déchets, qui, elles, relèvent de l'axe 3. Selon l'ANDRA, ces recherches doivent être pilotées par les fonctions dévolues aux colis dans le concept de stockage. En 1998, l'ANDRA, considérant que les premiers choix de concept sont définis, cherchera un rapprochement avec le CEA pour harmoniser les recherches dans ces domaines.

Pour ce qui est des barrières ouvragées, les informations dont disposait jusqu'à présent la Commission laissaient penser que les bétons seraient peu utilisés. L'ANDRA a précisé que, dans le cas des déchets B, les liants hydrauliques ne sont pas écartés, bien au contraire. A cet égard, il convient donc, par la suite, de faire la distinction entre les études sur les bétons en tant que barrières ouvragées, relevant de l'axe 2, et les bétons en tant que conditionnement de déchets, relevant de l'axe 3 ; en effet, les performances requises pour les matériaux sont différentes dans les deux cas. Cette distinction devient nécessaire si des bétons doivent jouer le rôle de barrière ouvragée.

Pour estimer le terme source, il semble de plus en plus difficile de dissocier les études sur les colis de celles sur les barrières ouvragées de proximité. La Commission a souhaité, dans son rapport n° 3, un éclaircissement sur la position (dans l'axe 2 ou dans l'axe 3), des

études sur le champ proche. Les acteurs de la loi ont précisé que l'ensemble de ces études était de la responsabilité de l'ANDRA.

Aux autres recommandations de la rubrique 6, les réponses relatives aux recherches dans les laboratoires souterrains, l'organisation des travaux entre les contracteurs et les responsables des recherches, les difficultés liées à la mise en œuvre simultanée des moyens nécessaires pour plusieurs laboratoires sont évaluées dans le chapitre 4 du présent rapport.

Au cours de l'audition du 12 février 1998, l'ANDRA a souhaité présenter à la Commission son organisation prévisionnelle pour les travaux sur sites et les expérimentations dans les laboratoires souterrains en tenant compte des expérimentations similaires qu'elle avait conduites en tant que maître d'ouvrage dans les laboratoires méthodologiques étrangers ; ces dernières sont évaluées dans l'annexe 5 du présent rapport traitant des collaborations internationales.

Rubrique 7

Cette rubrique est consacrée aux recommandations sur la séparation et la transmutation (axe 1 de la loi).

Sur la base du schéma de référence explicitant les différentes voies de séparation par extraction à l'aide d'un solvant actuellement étudiées, la Direction du Cycle du Combustible du CEA a bien précisé qu'il s'agit des voies de référence dont seule la faisabilité scientifique pourra être établie en 2001; la faisabilité technique interviendra ultérieurement. Ces voies reposent sur des procédés performants et doivent être technologiquement maîtrisées pour un éventuel déploiement industriel après 2006. La Commission a noté que le CEA était prêt, sous réserve des autorisations administratives, à mettre en actif les laboratoires et les cellules d'Atalante 1* à partir de 1998. Les procédés pyrométallurgiques sont pour l'instant l'objet de recherches exploratoires pour la séparation des actinides et autres radionucléides à partir des calcinats destinés à la vitrification. Ils sont au stade d'une réflexion stratégique à conduire en liaison avec la Direction des Réacteurs Nucléaires du CEA, voire dans le cadre de collaborations internationales, pour le retraitement, la fabrication des cibles et le traitement des déchets dans le cadre des systèmes innovants. Les recherches sur les cibles d'incinération d'actinides mineurs et du technétium dans le cas des multirecyclages dans les réacteurs REP* ou RNR* ont été présentées par la Direction des Réacteurs Nucléaires. La retraitabilité de cibles est envisagée par la Direction du Cycle du Combustible.

* Terme défini dans le glossaire

La Commission a noté que le recyclage homogène du plutonium dans l'ensemble d'un parc de réacteurs avec un Rapport de Modération Accrue (RMA*) supérieur à 2,4 est à l'étude à la Direction des Réacteurs Nucléaires. Framatome n'est toutefois pas en faveur de ce type de recyclage et considère que des problèmes technologiques, de coût et de compétitivité industrielle ne permettent pas d'envisager pour le futur réacteur EPR* un RMA* supérieur à 2,4.

La Commission a également pris bonne note qu'un groupe de travail a été mis en place par la Direction de la Technologie du Ministère de l'Education Nationale, de la Recherche et de la Technologie pour proposer un cahier des charges sur les caractéristiques d'un réacteur sous-critique alimenté par accélérateur conçu pour l'incinération. Les premières approches et les études à conduire dans le cadre du GdR GEDEON*, ou en complément de ce Groupement de Recherche, ont été présentées lors de l'audition du 26 février 1998 et sont évaluées dans le chapitre 4 du présent rapport.

Rubrique 8

Elle est consacrée aux recommandations portant sur les entreposages.

Ce point est largement développé dans le rapport, notamment pour l'entreposage de longue durée, suite aux informations recueillies au cours des auditions du 8 janvier 1998 et du 21 avril 1998. La Commission a constaté que le CEA a considérablement élargi ses options stratégiques et renforcé ses moyens dans ce domaine sous la forme d'une approche d'ingénierie, de recherches à conduire selon un grand nombre de scénarios et, finalement d'une approche de sûreté en collaboration avec la DSIN*. Il a mis en place un projet ETLD* (Entreposage de Très Longue Durée). Dans ce domaine, suite aux demandes issues du Comité Interministériel du 2 février 1998, il conviendrait de clarifier les notions d'entreposage de surface, de subsurface ainsi que l'utilisation, souvent indifférenciée, des termes entreposage, stockage et la longue durée ou très longue durée.

Pour l'instant, les entreposages de longue durée sont destinés aux colis de déchets spécifiés actuels (spécification de production approuvée par les autorités de sûreté). La reprise des déchets anciens, déjà évoquée, privilégiera les procédés de traitement et de conditionnement existants et l'utilisation des conteneurs industriels actuels agréés. En prévision de l'impossibilité de pouvoir appliquer les procédés déjà spécifiés et en attente de nouveaux procédés, certains déchets seront entreposés en vrac dans un conteneur de haute intégrité. Des discussions entre les producteurs, l'ANDRA et les autorités de sûreté, notamment sur ce dernier point, sont nécessaires. La réflexion générale sur ces sujets se poursuivra durant l'année 1998.

* Terme défini dans le glossaire

La compatibilité des conteneurs entre les entreposages actuels et futurs et le stockage sera également prise en compte en 1998.

Rubrique 9

Celle-ci est consacrée aux recommandations sur les conditionnements actuellement utilisés et ceux du futur, ainsi qu'aux études de comportement à long terme des matrices. Pour donner suite aux précisions fournies par les acteurs de la loi, les études de qualification pour le long terme seront dorénavant traitées dans l'axe 2 et le suivi des recommandations s'effectuera dans la rubrique 6.

Aux recommandations visant à soutenir la recherche sur les verres, en particulier les nouvelles formulations, les altérations par l'eau, les analogues naturels, des réponses très détaillées confirment que la Direction du Cycle du Combustible a la ferme intention de prendre en compte ces objectifs dans ses recherches.

De plus, le CEA souhaite poursuivre également l'effort de recherche sur le comportement à long terme des liants hydrauliques et des bitumes STE3*. Il les étendra à d'autres enrobés bitumineux (Marcoule, STE2*). Un calendrier des recherches est proposé dans chaque cas et un état d'avancement pourra être effectué en 1999. La concertation entre le CEA et la COGEMA doit être accentuée dans le cadre d'un PIC* (Programme d'Intérêt Commun).

La Commission note que la Direction du Cycle du Combustible du CEA développe depuis 1996 un programme sur le Comportement à long terme des Colis dans leur environnement du Champ Proche (C3P*). Il vise à comprendre les différents couplages aux interfaces colis-barrières-milieu géologique, les mécanismes et les échelles de temps, ainsi que les termes source pour, en définitive, hiérarchiser les phénomènes et leur évolution. Les outils développés dans ce programme intégreront les éléments des concepts de l'ANDRA dès qu'ils seront disponibles. Ils permettent aussi de réaliser des études polyvalentes pour devancer les besoins potentiels et aider ainsi à l'approche des spécifications des colis pour le stockage. Les acteurs de la loi ont positionné le programme C3P* dans les axes 2 et 3. Pour l'axe 3, il vise à développer les outils. Pour l'axe 2, son objectif est de soutenir les études de performances et de sûreté d'un concept établi pour chaque site potentiel de stockage. Ce programme constitue, tout comme le projet ETLD*, un ensemble de recherches à mener en commun entre les axes 2 et 3.

* Terme défini dans le glossaire

La Commission prend acte qu'un GdR (NOMADE*) sur les nouvelles matrices pour de nouveaux déchets est en cours de formation entre le CNRS et le CEA et que les recherches sur les cibles d'irradiation resteront assez différenciées de celles sur les matrices céramiques destinées au conditionnement des déchets. En effet, les critères de durabilité en réacteur et la fonction de confinement en situation de stockage sont de nature différente. Les recherches du CEA sur le conditionnement sont orientées vers la céramisation des produits de fission et de nouveaux objectifs sont en cours de définition.

Rubrique 10

Elle comprend les recommandations sur quelques études fondamentales, les analogues naturels, la modélisation, la biosphère et la sociologie.

Pour ce dernier point, le CNRS essaye de mettre en place un groupe de réflexion sur les aspects sociologiques associés à la loi du 30 décembre 1991.

Les recommandations relatives à la modélisation ont reçu de nombreuses réponses et fait l'objet de commentaires. Au cours de ses auditions, la Commission a recueilli des informations sur les modélisations des composantes d'un stockage (modélisations phénoménologiques ou de sûreté), faites par le CEA et l'ANDRA. Cependant, par la formulation de ses recommandations, la Commission s'interrogeait sur les possibilités d'intégration de tous les codes associés à ces modélisations, afin d'aboutir à un code complet en 2006, permettant d'apprécier la sûreté globale d'un stockage. L'ANDRA a bien l'intention de mettre en œuvre une coordination inter-organismes sur ce point. Elle poursuivra le développement de ses modèles par l'introduction des caractéristiques pertinentes acquises dans les laboratoires souterrains et par la prise en compte, de façon détaillée, des couplages et des interfaces. Elle confirme ainsi ce qui a été écrit dans les DAIE* pour les laboratoires souterrains. Cette démarche sera alors semblable à celle mise en œuvre dans les pays qui disposent déjà de données précises, spécifiques à leur site.

Pour ce qui concerne les outils de calcul numérique, l'ANDRA rappelle que sous son autorité de tels outils ont été développés et testés dans des exercices internationaux.

Conclusion

En ce qui concerne chacun des trois axes de la loi, la Commission considère avoir obtenu des réponses factuelles satisfaisantes à la plupart de ses interrogations ou recommandations antérieures, même si quelques aspects comme la responsabilité et la coordination de certaines recherches classées dans les axes 2 et 3 (conteneurs, étude du champ proche) pourraient être améliorés dans le sens d'une meilleure interaction entre les acteurs de la loi. Les recherches sur les aspects sociologiques lancées au CNRS devraient être amplifiées, compte tenu des récents développements en Suisse et au Canada, qui montrent que la « sûreté technique » des projets n'emporte pas, pour autant, l'adhésion du public.

* Terme défini dans le glossaire

CHAPITRE 3 : L'EVALUATION DE LA STRATEGIE, DES PROGRAMMES DE RECHERCHES ET DES CONCEPTS

3.1 La stratégie générale

La Commission a déjà eu l'occasion de souligner que toute stratégie industrielle adoptée, aussi bien pour les réacteurs que pour l'aval du cycle, façonnait dans une large mesure les options de recherche sur les déchets nucléaires, et qu'inversement les objectifs fixés par la loi de 1991 en la matière avaient une influence forte sur les stratégies industrielles envisageables. Rappelons que la Commission avait entendu oralement pour son 3ème rapport les premières analyses sur la stratégie industrielle de l'aval du cycle de Messieurs Claude MANDIL et Philippe VESSERON qui avaient reçu une mission gouvernementale dans ce domaine le 13 décembre 1996. Le rapport de Messieurs MANDIL et VESSERON a été remis au Gouvernement en juillet 1997 mais n'a pas été rendu public et n'a pas été transmis à la Commission.

Le 8 janvier 1998, la Commission a auditionné Monsieur Pierre DAURES, Directeur Général d'EDF, sur les diverses options possibles selon EDF, pour l'aval du cycle nucléaire. Ces mêmes options ont fait également l'objet d'une communication par EDF au congrès international « Global'97 » qui s'est tenu à Yokohama (Japon) en octobre 1997 et dont les principales conclusions sont résumées dans l'annexe 4 du présent rapport (colloques internationaux).

Le Comité interministériel du 2 février 1998, relatif aux orientations gouvernementales sur la politique du nucléaire et de l'aval du cycle, considère que *“ l'aval du cycle est aujourd'hui l'une des questions majeures du nucléaire ”*. Concernant la loi du 30 décembre 1991, les positions gouvernementales sont claires :

“ Cette loi répond à un principe de base : les décisions d'aujourd'hui ne doivent pas préjuger des choix de demain. Le souci du gouvernement est de réunir tous les éléments nécessaires pour que ces choix, qui auront des conséquences pour les générations futures, soient effectués avec le maximum de transparence et qu'ils soient fondés sur les connaissances scientifiques les plus avancées. Ainsi, la réversibilité et la souplesse des choix doivent être assurés.

Dans ce cadre, il est essentiel d'explorer de façon équilibrée les trois voies prévues par la loi de 1991. Les connaissances scientifiques actuelles ne permettent pas d'affirmer que nous disposerons, à un horizon prévisible, d'un moyen industriel utilisant les techniques de transmutation permettant une disparition suffisante des déchets nucléaires à vie longue et à haute activité. Si le Gouvernement entend se donner tous les moyens nécessaires pour continuer les recherches dans cette voie, il est donc aujourd'hui de sa responsabilité de poursuivre celles sur le stockage, tout en

développant, selon des recommandations du dernier rapport d'application de la loi fait par M. BATAILLE, l'entreposage en surface ”.

Par ailleurs, la Commission a eu connaissance du dernier rapport sur l'aval du cycle nucléaire, approuvé par l'Office parlementaire des choix scientifiques et technologiques et rédigé par Messieurs les Députés Christian BATAILLE et Robert GALLEY (11 juin 1998), rapport qui, partant de la situation actuelle, émet un certain nombre de recommandations sur la gestion des combustibles usés, notamment en faveur de l'extension du recyclage du plutonium dans les combustibles MOX*. Il pose également un certain nombre d'interrogations sur la pertinence et les chances d'aboutissement de la stratégie Séparation - Transmutation (S-T*) vis à vis de la solution du stockage profond.

3.1.1 La stratégie des combustibles usés et du plutonium

3.1.1.1 La position d'EDF (P. DAURES, 8 janvier 1998)

Le choix actuel d'EDF en matière du cycle est déterminé par le souhait de valoriser les investissements, de maîtriser les coûts du cycle du combustible, de diminuer l'impact sur l'environnement de ses activités et de réfléchir à divers scénarios possibles pour le futur.

Les trois premiers points conduisent aujourd'hui EDF à une stratégie de retraitement d'une partie de ses combustibles usés, déterminée avant tout par les capacités de l'usine de retraitement UP2-800 et les possibilités de monorecyclage du plutonium dans les REP* (actuellement 20 réacteurs du palier 900 MWé sont autorisés sur 28 techniquement possibles). L'objectif est donc d'ajuster les quantités retraitées à la capacité du recyclage (et non d'ajuster les quantités recyclées à la capacité totale de retraitement des usines de La Hague) et d'éviter d'avoir ainsi un stock excédentaire de plutonium non utilisé.

Cette approche conduira bientôt à ce que, sur un total de 1200 tonnes de combustibles usés déchargés chaque année, 850 tonnes seront retraitées dans l'usine UP2-800* de La Hague, lorsque 22 réacteurs environ utiliseront du combustible MOX*, et 350 tonnes seront entreposées, dont 100 à 130 tonnes de combustibles MOX*. Se pose alors la question de l'avenir à long terme des combustibles MOX* usés qui sont destinés pour l'instant, comme les combustibles usés UOX* non retraités, à un entreposage de plusieurs décennies. L'entreposage des combustibles MOX*, comme l'indique le premier scénario de la figure 3.1, pourrait conduire à un stockage direct, à une utilisation pour

* Terme défini dans le glossaire

démarrer un éventuel programme de surgénérateur, mais certainement pas pour un deuxième recyclage dans des réacteurs à eau (le plutonium aurait alors une composition isotopique fortement dégradée⁽¹⁾). En d'autres termes, si l'on ne veut pas être conduit à un stockage des combustibles MOX* en couches géologiques profondes, il est nécessaire (mais pas suffisant comme on le verra plus loin) que l'on ait recours à terme à un programme important de réacteurs à neutrons rapides, ou alors que l'on décide de détruire le plutonium de ces combustibles dans des réacteurs incinérateurs dédiés.

La Commission constate que les recherches sur le stockage direct, sur l'entreposage de longue durée de combustibles usés et celles relatives à l'axe 1 (Séparation - Transmutation), entreprises aujourd'hui en France et qui lui ont été présentées lors des diverses auditions, répondent bien à un tel schéma. De plus, elle note qu'aucun investissement industriel d'envergure n'est, selon EDF, à prévoir d'ici 2006.

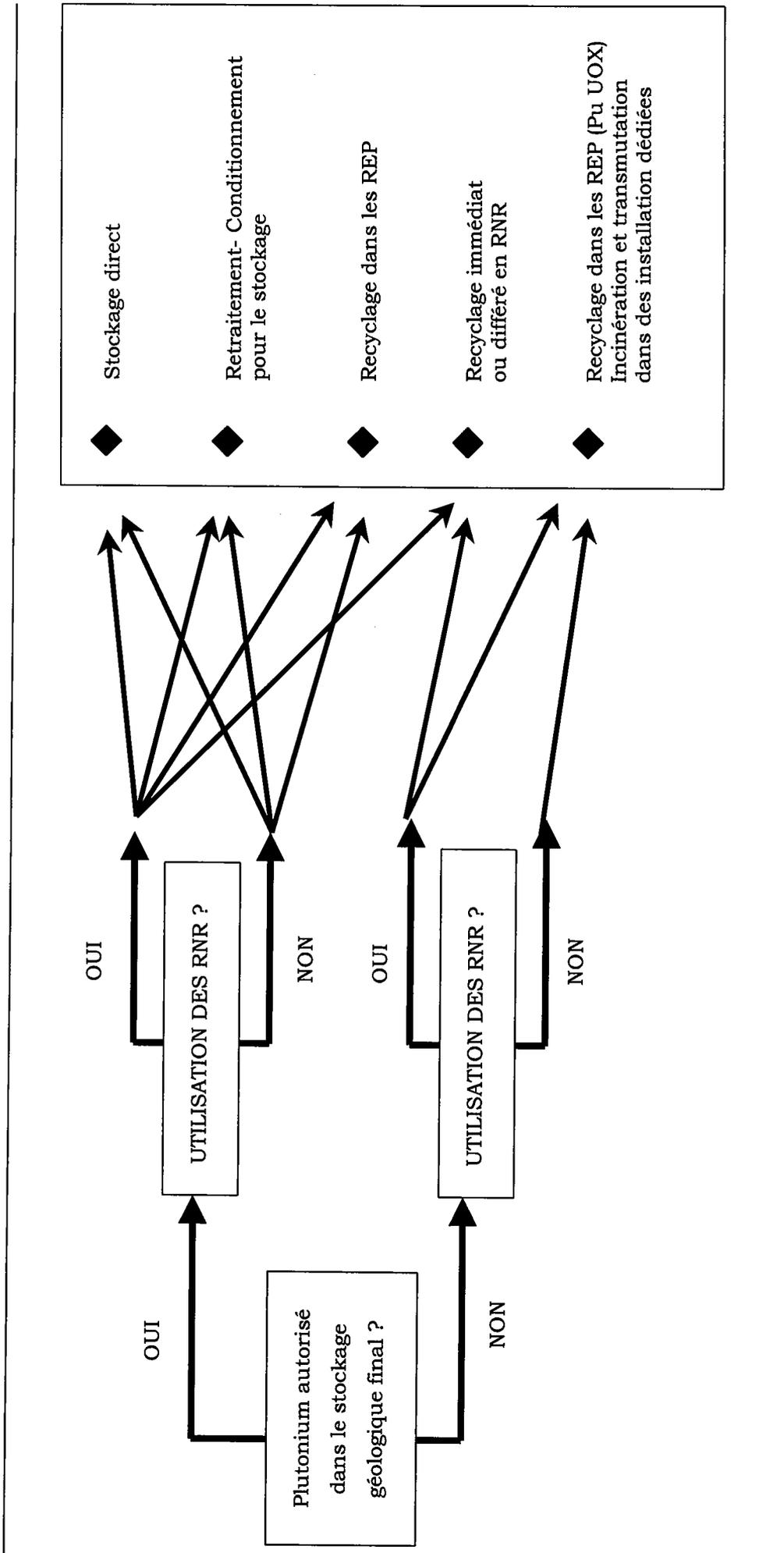
S'agissant du plus long terme (au-delà de 2030-2050 environ), les réflexions qui ont été présentées lors de l'audition de Monsieur Pierre DAURES partent d'un constat d'incertitude sur ce que sera le paysage énergétique, et plus particulièrement la place du nucléaire dans celui-ci à de telles échéances. A l'instar de la démarche du travail qui avait été présenté à la Commission pour son 3^{ème} rapport par Messieurs Claude MANDIL et Philippe VESSERON, cinq scénarios paraissent possibles (voir figure 3.1) selon que l'on autorise ou non le stockage définitif de la totalité ou d'une partie du plutonium, séparé ou non, en couches géologiques profondes et selon que l'on ait recours ou non aux RNR* pour produire de l'énergie.

⁽¹⁾ A titre d'exemple, pour un combustible MOX irradié à 43 500 MWj/t, l'évolution des teneurs en Pu-239 et Pu-241 sont les suivantes (S. Sala, thèse, Université de Provence, 26 juin 1995) :

au chargement	Pu-239 : 52,9 %	Pu-241 : 11,3 %	total fissile : 64,2 %
au déchargement	Pu-239 : 37,4 %	Pu-241 : 14,5 %	total fissile : 51,9 %
après 40 ans d'entreposage	Pu-239 : 43,3 %	Pu-241 : 2,4%	total fissile : 45,7 %

* Terme défini dans le glossaire

FIGURE 3.1 - DEUX QUESTIONS CLEFS



On remarquera que ces deux questions se ramènent finalement à une seule, à savoir celle de l'importance du nucléaire comme source d'énergie au-delà de 2050. Par exemple, un fort développement du nucléaire au plan mondial nécessitera à terme de passer de l'uranium-235 fissile à l'uranium-238 fertile, comme combustible de base des centrales nucléaires, ce qui supposera l'utilisation du plutonium et sa production grâce à la surgénération dans des réacteurs à neutrons rapides. Dans ce cas, la stratégie séparation-transmutation de l'axe 1 trouverait une justification forte en raison des quantités croissantes de déchets à vie longue produits et d'un cadre industriel propice au développement de systèmes complexes mais performants tels que les systèmes hybrides*. Dans ce même contexte de fort développement, la question de l'utilisation en réacteur du thorium, comme autre source abondante de matière fissile (Uranium-233), se poserait dans les mêmes termes que ceux figurant dans le schéma présenté par EDF : utilise-t-on ou non les matières fissiles artificielles et développe-t-on des réacteurs surgénérateurs, critiques ou non ?

3.1.1.2 Les réflexions de la Commission

Dans ses deux derniers rapports, la Commission a émis un certain nombre d'observations, assorties éventuellement de recommandations, quant à la mise en œuvre de stratégies industrielles cohérentes avec les objectifs de la loi de 1991.

S'agissant de la gestion des combustibles usés et du plutonium, la Commission considère que si cette dernière matière est à terme valorisable énergétiquement, elle constitue aujourd'hui, dans un contexte de prix bas de l'uranium, une matière dont les stocks doivent être minimisés pour des raisons de sûreté, de radioprotection, et de non-prolifération. A cet égard, la politique d'égalité des flux de EDF (une vingtaine de tonnes restant en volant dans les étapes de fabrication du combustible MOX*) va dans ce sens. La Commission s'interroge cependant sur les capacités de la recherche à apporter une solution à une pratique de recyclage intensif du plutonium dans des réacteurs thermiques. En effet, celle-ci irait dans le sens inéluctable de l'augmentation des teneurs en plutonium et en actinides mineurs dans les combustibles MOX* et soulèverait des problèmes auxquels il n'est pas évident que la recherche puisse apporter des solutions.

L'hypothèse d'une mise en entreposage de longue durée, qui a été évoquée lors des auditions, d'un tonnage conséquent de combustibles usés est-elle cohérente avec l'élimination très poussée du plutonium, de l'uranium, des actinides mineurs et des produits de fission sur une autre partie des combustibles usés déchargés ?

* Terme défini dans le glossaire

Dans une telle perspective, le recyclage du plutonium sur support d'uranium appauvri pourrait conduire *in fine* à un stockage des assemblages MOX* en couches géologiques profondes, leur retraitement n'apparaissant pas suffisamment attractif au plan économique. En effet, la qualité du plutonium contenu dans les combustibles MOX* usés se dégrade au cours de l'irradiation en réacteur, conséquence d'une forte consommation de plutonium-239, principal isotope fissile. De plus, après un entreposage sur plusieurs décennies, la quasi-totalité du plutonium-241, l'autre isotope fissile, aura disparu par décroissance au profit de l'américium-241 non-fissile et irradiant. En d'autres termes, le plutonium vieillit mal, et le retraitement des combustibles MOX* entreposés, pour en extraire ce plutonium dégradé, pourrait ne présenter guère d'intérêt, sauf dans l'hypothèse d'un déploiement de réacteurs à neutrons rapides à un horizon de plusieurs décennies. Mais même dans ce cas, il n'est pas acquis *a priori* que ces réacteurs à neutrons rapides seront chargés avec du plutonium issu des combustibles MOX* entreposés. Dans cette perspective, deux autres sources de plutonium seraient également disponibles : celui issu du retraitement courant de combustibles UOX* et celui des anciens combustibles UOX* entreposés. Le choix entre ces trois sources dépendra alors de nombreux facteurs parmi lesquels on peut citer :

- les besoins en plutonium pour le programme surgénérateur (un réacteur de type Superphénix nécessite au départ environ 12 tonnes de plutonium) liés au rythme de mise en service de ces réacteurs,
- les progrès réalisés dans les procédés de retraitement qui puissent prendre en compte les contraintes techniques liées par exemple à la teneur maximale de plutonium dans les solutions ou à la teneur en actinides mineurs dans les déchets de haute activité vitrifiés.

La Commission souhaite être éclairée sur ces points qui lui paraissent de la plus haute importance et notamment sur les comparaisons scientifiques, techniques et économiques de la qualité du plutonium issu respectivement d'un combustible UOX et d'un combustible MOX* usé comme combustible d'un réacteur RNR* à un horizon de plusieurs décennies.*

* Terme défini dans le glossaire

La Commission rappelle, par ailleurs, que le recyclage dit « homogène » MIX* (recyclage du plutonium dans la totalité du parc électronucléaire sur support d'uranium enrichi) présente à priori des performances meilleures que le recyclage « hétérogène » pratiqué aujourd'hui en termes de bilan des matières et des déchets, comme l'ont montré les études présentées par le CEA et l'EDF : stabilisation du plutonium à des niveaux plus faibles et réduction des quantités d'actinides dans les déchets. Dans cette option, la capacité de fabrication de combustible serait plus importante (1200 tonnes par an), mais ce combustible serait peu chargé en plutonium (de l'ordre de 2%), ce qui évite les problèmes liés à la teneur élevée (facteur limitant du nombre de recyclages) et les modifications de structure des réacteurs. En revanche, le recyclage homogène* implique des capacités importantes de fabrication de combustibles uranium-plutonium de l'ordre de 1200 tonnes par an non disponibles actuellement.

La Commission rappelle également que la modération accrue (RMA*) dans les réacteurs à eau diminue la production globale des actinides, au détriment de la puissance pour une taille donnée de réacteur. La modération accrue, contribue donc avec le recyclage homogène MIX* à une minimisation globale des actinides dans le cycle et dans les déchets.

La Commission souhaite qu'une étude détaillée des impacts (ressources, entreposage, stockage, environnement) ainsi que les aspects industriels et économiques d'une hypothèse fondée en totalité ou en partie sur le recyclage homogène du plutonium, puis de l'ensemble des actinides, lui soient présentés par les acteurs concernés de la loi.

S'agissant enfin de la stratégie à plus long terme, la Commission est consciente que la mise en œuvre industrielle de parcs nucléaires comportant des systèmes fortement incinérateurs, comme les systèmes hybrides*, ne sera possible qu'avec un développement significatif du nucléaire au-delà de 2030-2050 et se poursuivant sur plus d'un siècle, en cohérence avec des échelles de temps qui sont nécessaires pour stabiliser, voir réduire les inventaires des corps à vie longue. Mais elle pense également qu'une telle mise en place industrielle suppose en amont un effort de recherche et de développement ouvert sur un large éventail d'options en matière de réacteurs, de combustibles et de cycles.

* Terme défini dans le glossaire

Compte tenu des très longs délais qui s'écoulent entre les études de conception et le déploiement d'un système industriel, il ne lui apparaît pas trop tôt d'entreprendre dès maintenant et d'une manière graduelle cet effort de recherche et développement, comme y invite la loi dans le cadre de l'axe 1. En cas de succès, il apparaît aujourd'hui que les systèmes sous-critiques assistés par accélérateur (systèmes hybrides*) pourraient jouer un rôle déterminant pour réduire, voire détruire les stocks de plutonium vieilli, les actinides mineurs ainsi que certains produits de fission à vie longue. Rappelons que les caractéristiques de tels systèmes permettent en principe de se rapprocher effectivement de la limite théorique maximum d'incinération de 46 kg d'actinides par milliard de kWh thermiques fournis⁽¹⁾. Ils peuvent donc également être utilisés pour réduire les déchets dans le temps minimum au cas où la filière nucléaire de production d'électricité verrait son importance diminuer fortement.

La Commission ne peut donc que soutenir l'effort de recherche et développement qui est envisagé au plan national et européen (cet effort est prévu dans les propositions de la Commission Européenne inscrites dans le programme fission nucléaire du 5ème programme cadre de recherche et développement) en vue de la réalisation d'un démonstrateur, conçu pour identifier, étudier et résoudre les nouveaux problèmes techniques que les systèmes hybrides* poseront, évaluer leur faisabilité, leur sûreté et leurs performances notamment pour la transmutation.

Même si elle n'a pas pour vocation à être un équipement lourd au sens industriel du terme⁽²⁾, il n'en reste pas moins que la réalisation d'un tel démonstrateur constitue un des éléments importants pour l'acquisition de données expérimentales nécessaires pour évaluer cette voie dans le cadre d'une stratégie industrielle à long terme.

* Terme défini dans le glossaire

⁽¹⁾ Cette limite résulte de la propriété qu'a la fission d'un noyau lourd de libérer une énergie de 200 MeV environ.

⁽²⁾ Le coût est difficile à évaluer avec précision aujourd'hui. Il est estimé entre 2 et 3 milliards de francs pour un projet européen, dont 50% serait à la charge de la France (audition de C. Détraz par MM. C. Bataille et R. Galley, rapport 1998 de l'OPECST sur l'aval du cycle nucléaire, tome 1: Etude générale)

3.1.2 La stratégie séparation-transmutation

Depuis son dernier rapport, la Commission a auditionné le 26 mars 1998 la Direction de la Technologie du MENRT* sur la stratégie des recherches, comportant notamment celle relative à la séparation-transmutation, ainsi que le CEA sur le plan-programme des recherches relatif à l'axe 1. Elle dispose d'un document écrit sur ces deux thèmes. En revanche, les aspects de la stratégie industrielle de la séparation-transmutation ont été abordés indirectement par EDF comme une option possible à long terme de la stratégie des combustibles usés et du plutonium et ont été discutés précédemment au paragraphe 3.1.1.

3.1.2.1 Les aspects recherche de la stratégie séparation-transmutation

Le rapport de la Direction de la Technologie du MENRT* en 1998 souligne la nécessité d'un document doté d'une certaine pérennité, constituant jusqu'en 2006 un cadre stable aux programmes de recherche sur la séparation et la transmutation, et permettant notamment une allocation optimale des ressources et des compétences, tout en poursuivant la réflexion sur des questions encore en débat. Il souligne que les recommandations de la Commission, énoncées dans ses précédents rapports et rappelées ci-dessous, sont aujourd'hui largement prises en compte par les acteurs de la loi.

Il s'agit d'abord de la hiérarchisation entre les produits de fission à vie longue et les actinides pour ce qui concerne leur séparation et leur transmutation. Dans ses précédents rapports, la Commission avait noté que la séparation poussée de certains corps à vie longue pouvait conduire soit à leur transmutation en réacteur, soit à un conditionnement spécifique mieux adapté que les verres nucléaires. Il semble aujourd'hui qu'on ait bien identifié les corps pour lesquels la stratégie S-T* est envisageable, et ce selon des ordres de difficulté. C'est ainsi que sont retenus l'iode-129, le technétium-99, et les actinides. Il en est de même des raisons qui militent en faveur de la stratégie S-T* (réduction de la radiotoxicité potentielle pour les actinides en cas par exemple d'un scénario d'intrusion humaine dans un stockage, réduction de la dose à l'exutoire en régime non altéré pour certains produits de fission à vie longue, en premier lieu l'iode-129, le césium-135 et le technétium-99). En d'autres termes, on semble s'accorder sur la stratégie de recherche concernant la séparation-transmutation, dès lors que celle-ci s'inscrit dans le prolongement des techniques adoptées aujourd'hui

* Terme défini dans le glossaire

industriellement. Les limites de ces choix, qui peuvent concerner aussi bien les séparations que la transmutation, ont été mises en évidence.

Il s'agit ensuite de la place des systèmes hybrides*, couplant un réacteur sous-critique à une source externe de neutrons fournis par un accélérateur de particules de haute intensité. L'intérêt de ces systèmes pour la transmutation semble aujourd'hui bien admis dans la communauté de la recherche nucléaire, comme en témoignent aussi bien les efforts et la concertation menés sous l'égide du MENRT* que les projets de coopération entre certains pays européens et le Japon sur ces systèmes, ainsi que ceux discutés dans le cadre du 5ème programme commun de recherche et développement de l'Union Européenne. On constate, en revanche, un certain déphasage en ce qui concerne la séparation, puisque l'essentiel des recherches menées en France dans ce domaine s'inscrit dans la continuité du procédé hydrométallurgique PUREX* appliqué avec succès dans les usines actuelles de retraitement. Or, les systèmes hybrides devraient permettre de transmuter efficacement des corps à vie longue insérés en mode homogène ou hétérogène au niveau du réacteur dans des combustibles dont la composition chimique interdirait, pour des raisons de sûreté, leur emploi dans des réacteurs critiques. Ces combustibles nouveaux de type métal ou nitrures, pouvant contenir l'ensemble des actinides (plutonium + actinides mineurs) ou simplement les actinides mineurs se prêtent souvent mal à un retraitement à l'aide du procédé PUREX*. De plus, certains scénarios de systèmes intégrés, comme celui d'Argonne* (USA), fondés sur un réacteur à neutrons rapides avec un combustible métal contenant l'ensemble des actinides extraits d'un cycle précédent, nécessitent souvent, après le déchargement du réacteur, un retraitement quasi immédiat, qui est hors d'atteinte par un procédé par voie aqueuse. D'une manière plus précise et comme il ressort d'un récent atelier organisé par GEDEON* et ITU* (CCR*), la pyrométallurgie et la pyrochimie pourraient répondre aux situations évoquées ci-dessus. En effet, l'utilisation de sels fondus est adaptée et probablement incontournable pour dissoudre les combustibles-cibles peu refroidis à base d'oxydes d'uranium, de plutonium ou d'autres éléments, ou bien de combustibles-cibles métalliques ou nitrures, puis pour pratiquer des séparations d'éléments. De plus, certains systèmes hybrides* pourraient être chargés avec un combustible à base de sels fondus au lieu d'un combustible solide ; dans ce cas, seule la pyrochimie peut être utilisée pour le retraitement.

* Terme défini dans le glossaire

Comme la Commission l'avait déjà souligné dans ses précédents rapports, les procédés de séparation doivent pouvoir répondre aux possibilités ouvertes par tel ou tel dispositif de transmutation, au niveau tant de la fabrication que du retraitement des combustibles ou des cibles associées.

La Commission recommande que l'effort entrepris en France sur la pyrochimie pour les besoins de la transmutation soit maintenant organisé et amplifié.

Les autres aspects et recommandations concernant la pyrochimie seront traités au paragraphe 3.2.2. (procédé PYREX*) et au chapitre 4.

Il s'agit en troisième lieu de l'étude de scénarios réalistes et efficaces de transmutation, pouvant s'inscrire dans des options industrielles et énergétiques à moyen et long terme. Ce point est discuté dans le paragraphe 3.1.1 et au chapitre 4 de ce rapport.

La Commission demande que lui soient présentés des scénarios permettant d'atteindre effectivement (ce qui n'est pas le cas du recyclage actuel du plutonium seul) dans les seuls réacteurs REP, une stabilisation des quantités de plutonium et d'actinides mineurs par recyclage homogène, associée le cas échéant à une modération accrue.*

S'agissant du plus long terme, il paraît nécessaire à la Commission que des scénarios réalistes prennent également en compte le problème des ressources, qui, en cas d'un développement du nucléaire au plan mondial, se traduira par la nécessité d'utiliser la totalité de l'uranium et/ou le thorium. Rappelons qu'il existe aujourd'hui un renouveau d'intérêt pour le thorium, comme option de gestion des déchets. La Commission souhaite que lui soient présentés les avantages et les inconvénients de l'utilisation de cycles au thorium, en terme de ressource, d'impact radiologique à court terme et de déchets à long terme.

Il s'agit enfin de l'utilisation optimale de systèmes d'irradiation à neutrons rapides, en relation directe avec la transmutation. L'irradiation prolongée d'échantillons, d'aiguilles voire d'assemblages (lorsque l'on vise une qualification industrielle) contenant des corps à vie longue est indispensable pour étudier les taux de transmutation, le comportement des divers matériaux en présence de neutrons rapides (option de base pour la transmutation aussi bien des actinides que de certains produits de fission à vie longue). L'ensemble des recommandations et demandes de la Commission figurent au paragraphe 4.1.2 du présent rapport.

* Terme défini dans le glossaire

En terme de stratégie, elle recommande l'examen de deux points importants qui concernent :

- *l'actualisation du programme d'irradiation de Phénix, pour prendre en compte les irradiations spécifiques aux systèmes hybrides* (par exemple l'utilisation de plomb-bismuth),*
- *la disponibilité de moyens d'irradiation en neutrons rapides au delà de 2004, lorsque Phénix sera arrêté, et notamment la possibilité d'utiliser le futur réacteur à neutrons thermiques Jules Horowitz (RJH*) comme moyen d'irradiation en neutrons rapides.*

3.1.2.2 Les aspects industriels de la stratégie séparation-transmutation

Ceux-ci ont été discutés au paragraphe 3.1.1. Concernant les options à long terme, il s'agit d'étudier les conditions futures du déploiement de stratégies industrielles incluant la séparation-transmutation (aspects économiques, énergétiques, sûreté, acceptabilité) ainsi que les aspects techniques, qui pour l'instant se résument à l'étude de scénarios.

Sur ce dernier point, la Commission demande dans le paragraphe 4.1.2 que l'étude approfondie de certains scénarios jugés les plus probables soit menée en concertation avec les industriels et EDF.

Pour compléter son avis concernant le projet d'étude et de construction d'un démonstrateur, évoquée au paragraphe 3.1.2., la Commission ne peut que recommander qu'au-delà d'une veille technologique et d'un effort tout à fait légitime de balayer de nombreuses options techniques de systèmes innovants, les acteurs industriels (EDF, Framatome notamment) s'investissent pleinement dans la définition et la réalisation dans les années à venir d'un tel démonstrateur, condition indispensable pour identifier et résoudre les nombreux problèmes techniques que posent de tels systèmes dont aucun exemplaire n'a été jusqu'à présent construit dans le monde.

3.1.3 Entreposage, Stockage et Réversibilité

La nécessité de poursuivre les recherches avec vigueur et **de façon équilibrée** sur les trois voies prévues par la loi de 1991** paraît être respectée dans le plan-programme des recherches qui a été présenté à la Commission. En particulier, les travaux exposés à la

* Terme défini dans le Glossaire

** Ce qui ne veut pas dire nécessairement un budget annuel égal

Commission excluent une alternative séparation-transmutation des déchets C vis-à-vis du stockage définitif : en d'autres termes, on ne peut pas poser sur ce sujet, de manière simpliste, la question du « tout ou rien ». Il est d'ores et déjà évident qu'on ne pourra pas, dans des conditions raisonnables, réaliser une transmutation à 100% de tous les radionucléides à vie longue (cas du césium-135 par exemple). Le « tout » semble hors de portée. Est-ce rédhibitoire et faut-il pour autant décréter le « rien », c'est-à-dire délaissier les recherches de l'axe 1 de la loi au profit de celles des axes 2 et 3 ? Ce serait évidemment contraire aux raisons mêmes qui ont conduit à relancer la stratégie de séparation-transmutation, et à l'avancement des travaux présentés qui montrent la complémentarité des axes 1, 2 et 3.

L'objectif est, rappelons-le, une diminution significative de l'inventaire radiologique à long terme des déchets afin de réduire l'impact sanitaire éventuel sur les générations futures, pour des périodes de temps qui semblent aujourd'hui difficilement modélisables. La diminution des volumes constitue un atout industriel et commercial, dont on peut tirer parti pour les stockages, mais est-elle un objectif spécifique de la stratégie séparation-transmutation ? Il est probable, et sans doute acceptable, de considérer que les procédés avancés de séparation et les opérations supplémentaires sur les déchets technologiques conduiront à des déchets secondaires de catégorie A ou B qui, globalement, pourraient aboutir à une augmentation de volume des déchets ultimes.

Prenant en compte l'existence de grands volumes de déchets B, dont la reprise pour des traitements chimiques serait irréaliste, la Commission, dès son premier rapport, avait souligné l'aspect incontournable des stockages définitifs.

La Commission considère qu'il faut éviter d'opposer l'axe 1 de la loi de 1991 (séparation-transmutation) avec l'axe 2 (stockage réversible ou irréversible). Modifier l'équilibre entre les trois axes de recherche, ou accorder une priorité forte à l'axe 2, réalisable dans des temps que l'on peut fixer, par rapport à l'axe 1 dont le calendrier est soumis aux incertitudes du succès propre aux recherches avancées, reviendrait à ruiner l'équilibre entre les trois options de recherches, tel qu'il est prévu par la loi, pour permettre au législateur de se prononcer en 2006 avec un maximum de données scientifiques. Au contraire, l'initiative prise par les Pouvoirs Publics et les organismes de recherche de renforcer l'axe 1 par le développement des recherches sur les options innovantes de transmutation, notamment sur un démonstrateur de système hybride* discuté au niveau européen, et par le CEA de renforcer les efforts sur l'axe 3 de la loi (conteneurage et entreposage) va dans le sens des recommandations présentées dans les rapports

* Terme défini dans le glossaire

précédents de la Commission, pour disposer de l'ensemble des options ouvertes par la loi.

Une remise en cause de l'axe 1 de la loi pourrait, par contre, venir d'une modification, même partielle, de l'étape qui la précède c'est-à-dire celle du retraitement. L'hypothèse d'une mise en stockage direct d'un tonnage conséquent de combustibles usés contenant, outre les actinides mineurs et les produits de fission, la totalité de l'uranium, du plutonium et par la suite de leurs descendants, coexistant avec une séparation poussée de ces matrices sur une autre partie des combustibles usés, serait de nature à valider un retraitement simplifié de la totalité des combustibles déchargés. A cet égard, les recherches permettant d'aller au-delà d'un seul recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau, et en l'étendant aux actinides mineurs, iraient très probablement dans le sens d'une plus grande cohérence.

Sur ce point, il faut rappeler la position prise par la Commission dans son rapport *“ Réflexions sur la réversibilité du stockage ”* remis le 19 juin 1998 au Gouvernement : *“ les combustibles nucléaires usés sont clairement un matériau potentiellement valorisable, donc justiciables d'un entreposage ; l'entreposage de longue durée en surface ou en galerie de subsurface semble le mieux adapté à la volonté de préserver la possibilité de reprendre ces matières pour les valoriser ou les transformer ”*.

Dans l'esprit de la Commission, il n'y a donc pas non plus d'opposition de principe entre le développement des recherches sur l'axe 1 de la loi et la constitution d'un stock important de combustibles usés dans la mesure où ils sont placés en entreposage réversible.

3.1.3.1 L'entreposage

Dans l'attente d'une solution définitive, l'entreposage est une réalité pour tous les déchets B et C, et une nécessité pour plusieurs décennies pour des déchets à fort dégagement thermique comme les verres. Le problème nouveau posé par la loi est celui de l'entreposage dit de longue durée. Cette “ longue durée ” non définie par le législateur a déjà fait l'objet de plusieurs questions et de réflexions de la part de la Commission. Elle se situe entre les durées prévisibles des entreposages actuels (environ 50 ans) et des durées dont les butées sont à la fois techniques et réglementaires et qui, de ce fait, ne peuvent et ne devraient vraisemblablement pas excéder deux à trois siècles, avec une éventuelle mise en œuvre par périodes renouvelables.

On pourra se reporter aux réflexions de la Commission exprimées dans son rapport sur la réversibilité des stockages qui contient de nombreuses prises de position et de remarques touchant tant à l'éthique qu'aux aspects généraux et techniques de l'entreposage. Rappelons notamment qu'il y est dit que *“ l'entreposage de longue durée en surface ou subsurface de déchets présente l'avantage de la simplicité, ne nécessite pas de décision immédiate sur l'avenir, mais oblige à traiter un jour le problème du stockage permanent ; il présente un surcoût évident puisqu'il faut un second investissement, et renvoie la charge de la décision aux générations futures ”*.

Dans les conclusions de ce même rapport, la Commission fait des propositions sur le devenir des matières nucléaires et des différentes catégories de déchets.

- Comme on l'a rappelé plus haut, les combustibles nucléaires usés constituent clairement un matériau potentiellement valorisable et sont justiciables d'un entreposage.
- Les déchets B, formant clairement des déchets ultimes, sont justiciables d'un stockage définitif en profondeur, sous réserve que les colis soient conformes aux spécifications édictées pour le stockage. Un entreposage est à prévoir pour les colis hors spécifications en attente de leur remise aux normes.
- Les verres, pour lesquels une période de refroidissement thermique de plusieurs décennies est nécessaire avant enfouissement, ne nécessitent pas de décision immédiate. Les capacités d'entreposage sur les sites de retraitement sont prévues et peuvent couvrir une période de 50 ans, voire supérieure.
- Pour la reprise des verres posant de difficiles problèmes d'ordre chimique, la Commission a proposé, sous réserve de la faisabilité technique, de considérer l'éventualité d'un entreposage en amont de la vitrification. Pour ce faire, un entreposage de longue durée sous forme liquide étant exclu, des études devront être menées pour déterminer dans quelles conditions et sous quelles formes, plus faciles à reprendre que les verres, les calcinats de produits de fission seraient susceptibles d'un entreposage dans l'attente d'une mise en œuvre éventuelle de la séparation des actinides mineurs et des produits de fission à vie longue et de la transmutation (axe 1).

Dans la stratégie générale comportant une mise en œuvre industrielle de la séparation-transmutation à une échéance assez lointaine en raison de la durée et de la complexité des recherches sur les séparations mais surtout sur la transmutation, ce maillon qui manque aujourd'hui dans la panoplie des études, est tout à fait essentiel. Il est occupé jusqu'ici par les études de reprise éventuelle mais problématique des verres. Il renforcerait la cohérence de la stratégie globale sous-tendue par la loi du 30.12.91 pour laquelle l'application des trois voies de recherches ne peut s'envisager aux mêmes échéances. Une application prématurée de la voie du stockage pour l'ensemble des combustibles usés annihilerait, à terme, l'intérêt des recherches sur l'axe 1 selon les durées relatives de ces recherches et de l'utilisation de l'énergie de fission.

Le rapport de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques sur l'aval du cycle nucléaire du 11 juin 1998 souligne fortement les multiples problèmes que posent les entreposages. Après un témoignage gratifiant pour l'installation CASCAD* du CEA dont le bilan est reconnu comme *“largement positif”*, il énumère les précautions multiples nécessaires pour en assurer la sûreté en surface ou en subsurface : l'exigence d'approches et de techniques nouvelles pour les durées d'entreposage supérieures à 50 années, la nécessité d'une surveillance permanente, les conséquences immédiates d'un éventuel relâchement de radioactivité, le risque d'inondation des locaux d'entreposage et la garantie de récupération des effluents, les problèmes thermiques posés par l'obturation intempestive des entrées ou des sorties d'air pouvant permettre l'évacuation de la chaleur résiduelle, la tenue au séisme si on utilise un bassin d'immersion (exemple suédois) et considère au total que *“la surveillance des paramètres physiques de l'entreposage pose en elle-même des questions scientifiques difficiles”*.

L'évaluation des concepts d'entreposage sur la base des auditions de la Commission et des documents qu'elle a reçus, est faite dans le paragraphe 3-3 de ce même chapitre tant pour les entreposages en surface qu'en subsurface. Ces concepts n'influent pas sur la stratégie générale dans la mesure où ils se maintiennent dans des domaines de coût raisonnables et comparables. Il est clair que les diverses propositions stratégiques seront pesées selon les critères économiques au même titre qu'elles seront évaluées aux autres plans : technique, sûreté, social et politique. Un aspect devra toutefois faire l'objet d'un examen particulier : c'est celui de la protection physique puisque, par essence, les entreposages sont plus facilement accessibles à l'homme que les stockages en profondeur.

* Terme défini dans le glossaire

3.1.3.2 Stockages et réversibilité

Depuis plus de vingt ans, les principaux pays concernés par l'énergie nucléaire étudient l'évacuation en stockage profond des déchets radioactifs. C'est le mode d'évacuation le plus étudié dans le monde et qui pourtant, à ce jour, excepté le WIPP* aux Etats-Unis qui est prêt à recevoir des déchets de type B, n'a pas encore fait l'objet d'une exploitation industrielle. Les raisons en sont développées dans une multitude de publications qui sont autant de variations sur les problèmes posés par le facteur temps. L'impossibilité d'apporter des garanties, mais seulement d'établir des probabilités pour des échéances se situant à des centaines de millénaires en est la cause principale. On multiplie donc des études de tous les facteurs pouvant intervenir, même les plus infimes, car ils peuvent être l'indice de phénomènes extrêmement lents mais conséquents à très long terme et on imagine tous les événements susceptibles d'intervenir, avec une estimation de la probabilité d'occurrence* qui devient de moins en moins crédible avec l'allongement de la durée considérée. Mais de quelles autres options disposons-nous ?

- bien sûr, de celle que constitue l'axe 1 de la loi mais dont on a déjà discuté certaines limites. Il est toujours permis d'espérer un pourcentage suffisant de destruction des radionucléides à vie longue pour ramener le risque à des valeurs maîtrisables sur des périodes pour lesquelles la géologie est encore modélisable,
- l'attente d'une solution miracle (l'évacuation spatiale a été citée) en multipliant les entreposages qui deviendraient alors, pour une durée indéterminée, les sources de risques les plus élevées.

Sans négliger l' " effet d'entraînement " , le fait que la totalité des pays nucléarisés se soient tournés vers les stockages profonds est une réponse significative. L'opinion collective recueillie par l'Agence pour l'Energie Nucléaire (AEN*) de l'OCDE* en 1995, montre que malgré toutes les réserves qu'il est justifié de faire, la confiance dans la sûreté des stockages profonds est partagée par l'ensemble des experts des pays que représente l'AEN*.

Une confiance encore plus grande transparaît dans le texte de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques du 11 juin 1998 lorsqu'on peut y lire :

* Terme défini dans le glossaire

“ la multiplication des barrières permet de lutter efficacement contre le phénomène le plus contraignant vis-à-vis de la sûreté, à savoir la corrosion par les eaux souterraines... La modélisation permet en tout état de cause de vérifier l'étanchéité à très longue échéance du stockage ”; ou encore à propos des verres : *“ Avec la barrière supplémentaire que constituent les couches profondes jusqu'à la surface, et que l'on peut considérer comme infinie, une durabilité de 10^{11} années est probable, garantissant, sauf événement accidentel ou géologique, le piégeage sur la durée requise. ”*

Il est nécessaire, à ce stade, de rappeler que dans la procédure française, on n'en est pas à décider du stockage profond mais seulement d'une étape du processus, tout à fait essentielle il est vrai, du choix de l'implantation des laboratoires souterrains. Rappelons aussi que les laboratoires souterrains sont destinés *“ à étudier l'aptitude des formations géologiques profondes à stocker des déchets radioactifs ”* (décret du 16 juillet 1993), et non à réaliser des études génériques sur des types de roches, études déjà longuement développées de par le monde, auxquelles l'ANDRA est souvent associée, et non transposables à un site particulier.

Le rapport de l'Office parlementaire déjà cité déclare à propos de la nécessité de construire au moins deux laboratoires souterrains profonds : *“ au terme d'un long parcours, le dossier déposé par l'ANDRA est complet et dispose des avis favorables nécessaires. Le temps de la décision est venu ”*.

La Commission souhaite qu'une décision soit prise dans les meilleurs délais si l'on veut respecter le calendrier défini par la loi du 30.12.91. Les recherches à mener en laboratoire sont essentielles et nombreuses et la Commission a déjà souligné, dans ses précédents rapports, l'aspect tendu du calendrier de l'ANDRA pour apporter suffisamment de données à l'échéance de 2006.

Parmi ces nombreuses études se placent celles ayant trait à la réversibilité. On ne reprendra pas ici l'énumération des recherches faite dans le chapitre 5 du rapport de la Commission intitulé *“ Réflexions sur la réversibilité des stockages ”*.

Soulignons seulement qu'au plan stratégique, celles-ci sont absolument nécessaires pour que des décisions à ce sujet puissent être prises lorsque l'échéance des décisions sur les stockages profonds arrivera en 2006.

Dans le rapport de l'Office parlementaire déjà cité, il est souligné que si « la réversibilité » est une notion séduisante... *elle a aussi un coût important car elle oblige à renforcer les conditions de sécurité et de sûreté et impose une durabilité inhabituelle à un ensemble de technologies et d'équipements* », et que « la réversibilité apparaît comme compliquant la sécurité », qu'elle « rend plus complexe également le maintien d'un niveau de sûreté satisfaisant », et qu'au final, « la réversibilité pourrait favorablement être limitée dans le temps. Un compromis pourrait être trouvé avec le coût et la sûreté. »

Ces différents points ont été également relevés par la Commission dans son rapport de juin 1998 et justifient, comme elle l'a souligné, que les études correspondantes soient menées avec détermination. Les décisions concernant la réversibilité ne seront à prendre que lors des prises de décision concernant les stockages eux-mêmes.

3.1.4 Conclusions et propositions

Alors que nous sommes sensiblement au milieu du gué en ce qui concerne la durée de la loi, dégager une stratégie générale reste un exercice délicat et sans doute encore prématuré.

Des lignes stratégiques sont cependant nécessaires pour canaliser et organiser les recherches suivant des scénarios cohérents ; ceux-ci seront évolutifs en fonction des résultats progressifs des recherches.

Il ne s'agit à ce stade, en aucun cas, de recommander des prises de décisions mais d'essayer de bâtir, dans un esprit constructif des « schémas possibles » avec les éléments dont on dispose à ce jour.

Il n'est pas question pour autant d'abandonner des études inscrites dans la loi. Au contraire, on doit demander aux acteurs de la loi d'intensifier, voire d'accélérer leurs recherches pour apporter dans les meilleurs délais les réponses indispensables pour effectuer les choix des stratégies applicables en 2006.

A titre d'illustration, la Commission présente deux schémas cohérents qui synthétisent ses réflexions (figures 3.2 et 3.3)

Le schéma A, le plus complet, inclut les études en cohérence avec l'axe 1 de la loi. Il correspond aux études menées actuellement. On remarquera aussitôt qu'il ne contient pas les études de stockage profond pour les combustibles irradiés.

Comme nous l'avons dit, une décision de pratiquer le stockage direct de combustibles usés en totalité ou pour un tonnage significatif est une remise en cause fondamentale de la loi du 30.12.91 et de celle du 13.07.92 définissant la notion de déchets ultimes. S'il en était ainsi, le scénario présenté sur le schéma B serait alors cohérent avec une telle décision.

FIGURE 3.2 - SCHEMA A

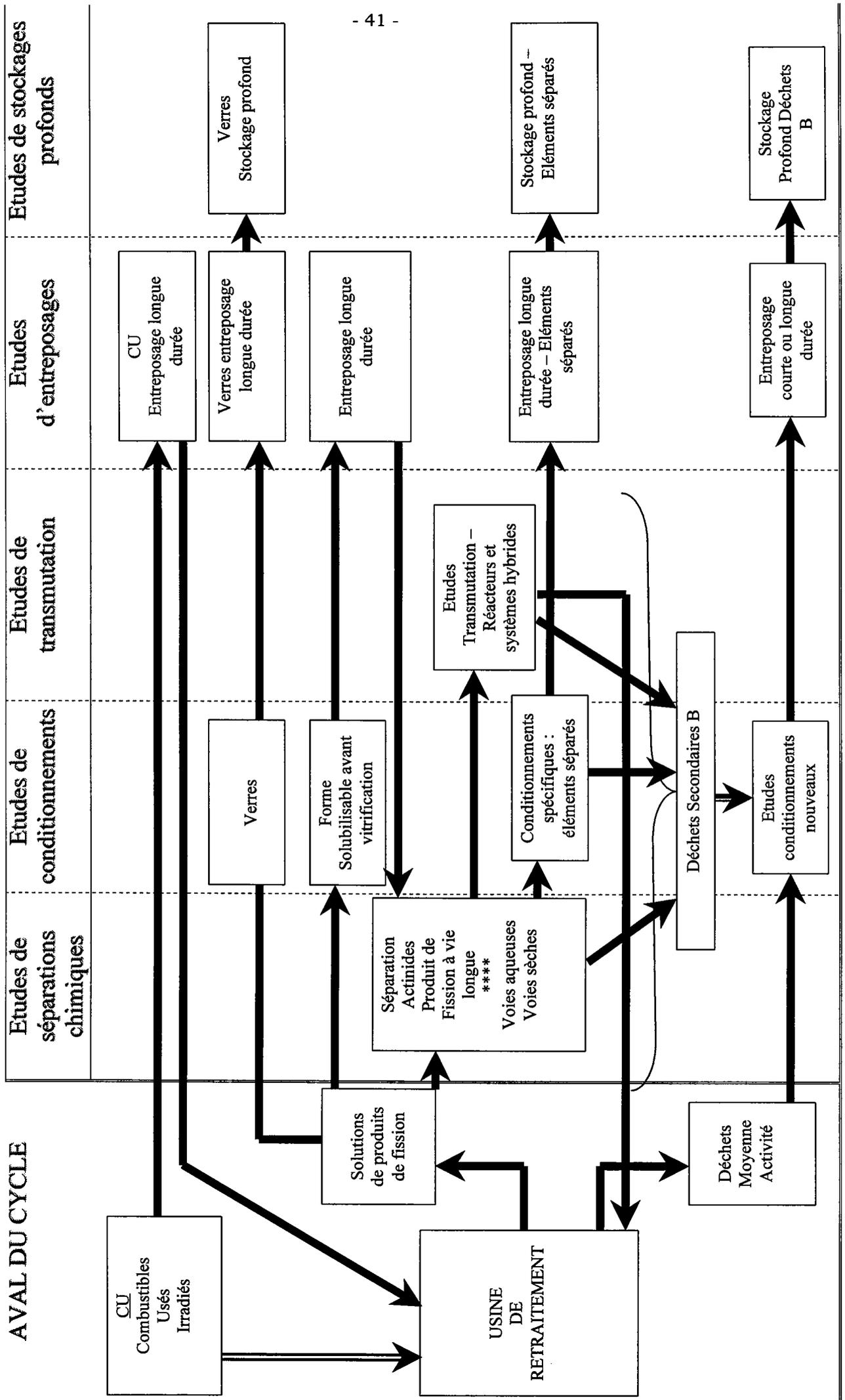
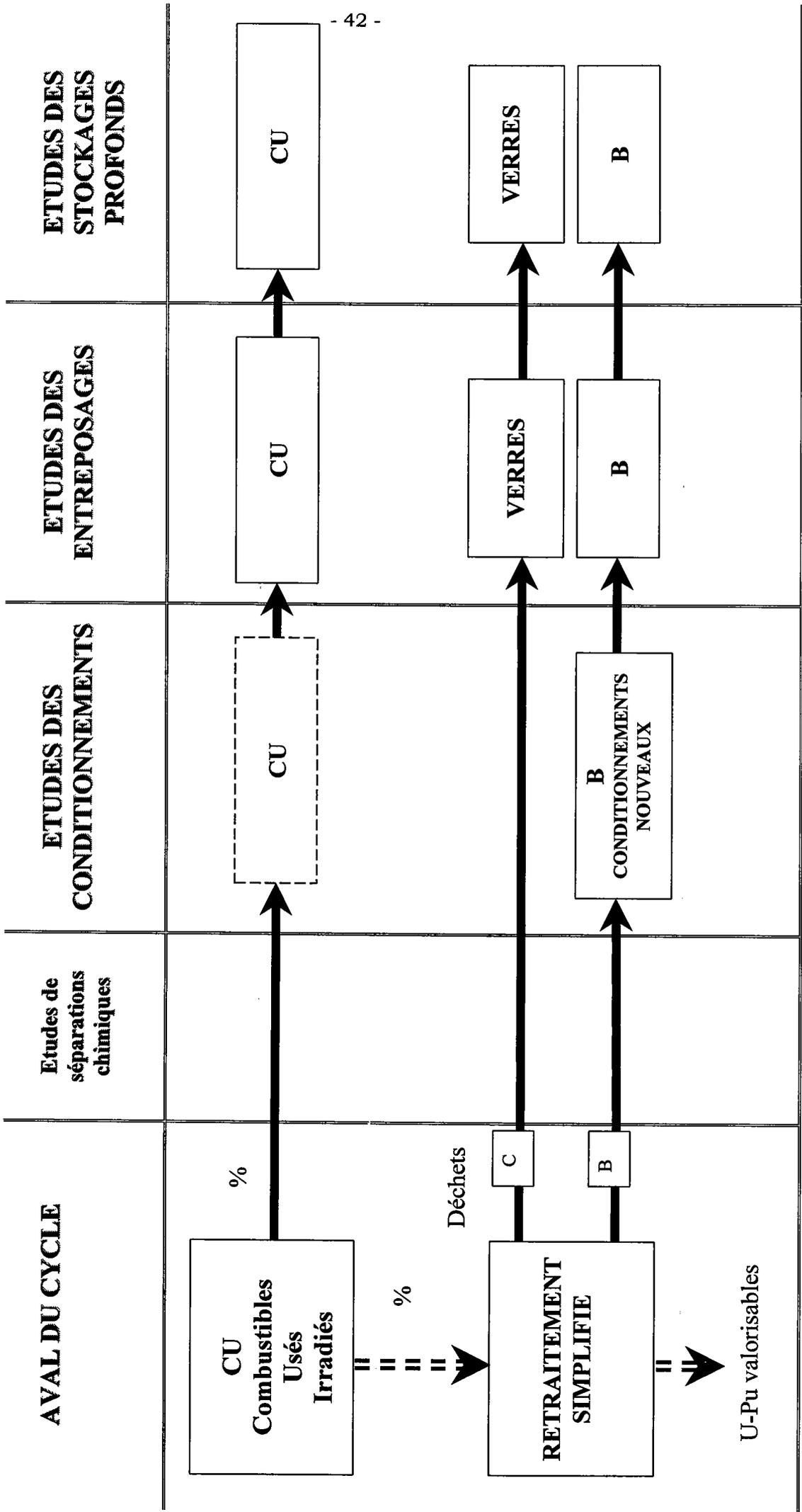


FIGURE 3.3 - SCHEMA B



3.2 L'évaluation de la stratégie de recherche et du programme de recherche

Dans son rapport n° 3, la Commission avait donné son point de vue sur la première édition (version provisoire) du document "Stratégie de la recherche en matière d'aval du cycle nucléaire" et sur la 2^{ème} édition du document "Programme des recherches sur la gestion des déchets radioactifs à haute activité et à vie longue".

Le premier document a pour but :

- de montrer comment la stratégie de recherche répond aux principes et aux objectifs de la loi et aux besoins des industriels en relation avec ces derniers,
- de servir de cadre de réflexion commun à tous les acteurs de la loi, notamment sur les questions encore en débat.

Il résulte d'une initiative de la Direction de la Technologie du Ministère de l'Éducation Nationale de la Recherche et de la Technologie (MENRT*) et il a été élaboré par tous les acteurs de la loi sous sa responsabilité. Les acteurs ont mis ainsi en perspective leurs efforts. La stratégie doit courir jusqu'en 2006 et ce document se veut pérenne.

Le second document présente :

- les programmes et l'organisation de la recherche pour répondre à la stratégie,
- la coordination à l'intérieur et entre les axes, ainsi que les calendriers indiquant les dates clés auxquelles sont attendus des résultats importants. En effet, il s'agit d'un plan-programme, c'est-à-dire d'une projection réaliste d'échéances ponctuant des faisabilités scientifiques et techniques.

Il est rédigé en commun par les organismes responsables des axes, en liaison avec les autres acteurs. Il doit tenir compte de l'avancement des recherches et de ce fait il est susceptible de modifications dues à des réorientations. Il doit aussi tenir compte éventuellement de retards dans des décisions et il est donc susceptible de modifications dues à des glissements de programmation.

* Terme défini dans le glossaire

Les deux documents font état des collaborations nationales et internationales et des budgets de chaque axe de recherche et pour chaque acteur concerné.

Pour l'essentiel, les principes généraux des premiers documents n'appelaient pas de remarques et la Commission avait apprécié l'effort de réflexion des acteurs de la loi.

Lors de discussions ouvertes qui ont eu lieu pendant les auditions de 1997 pour la première présentation de ces documents, la Commission avait soulevé quelques problèmes de fond, dont certains ont suscité par la suite des recommandations dans le rapport n° 3. La Direction de la Technologie du MENRT* et les acteurs de la loi devaient réviser les documents, s'accordant à reconnaître sur certains points le caractère provisoire des premières éditions et la possibilité d'inflexions stratégiques.

Les versions de 1998 présentées à la Commission tiennent largement compte des débats de 1997 et des recommandations du rapport n° 3, mais aussi de précisions sur la stratégie industrielle d'EDF ou de nouveaux points dans les orientations de la politique énergétique du gouvernement, et présentés au début du chapitre de ce rapport (voir le paragraphe 3.1).

Dans ce paragraphe, on examine les modifications les plus importantes apportées aux versions de 1997 et les problèmes, qui, du point de vue de la Commission, doivent faire l'objet de réflexions complémentaires. La plupart de ces aspects ont été débattus lors des auditions de 1998.

3.2.1 Stratégie des recherches

Quatre recommandations d'ordre général avaient été faites par la Commission : renforcement de la cohérence d'ensemble des recherches, harmonisation des recherches avec une politique industrielle de gestion des déchets nucléaires ou tout au moins prise en compte de scénarios réalistes, études sociologiques et publications d'articles dans de grandes revues d'impact international.

La Commission avait également fait des recommandations plus spécifiques : équilibre des recherches entre actinides et produits de fission à vie longue, fort développement des systèmes innovants en relation avec les problèmes de séparation des actinides et des produits de fission à vie longue, besoin de réflexion sur un "entreposage" différent des entreposages d'exploitation et devenir des déchets anciens.

* Terme défini dans le glossaire

Hormis les études relevant des sciences humaines, toutes les recommandations ont donné lieu à un approfondissement de la réflexion et à des renforcements ou des modifications, voire des réorientations dont on retiendra essentiellement une meilleure prise en compte des systèmes hybrides* et des études sur la transmutation, un renforcement des études sur les produits de fission à vie longue et une recomposition des recherches de l'axe 3. Pour chacun de ces aspects, des compléments ont été introduits dans le plan des recherches. C'est ainsi que de nouvelles priorités ont été affichées par les acteurs de la loi dans les trois axes. On examinera au paragraphe 3.2.3 comment elles ont été prises en compte dans le programme de recherche.

Il convient toutefois de souligner ici que les moyens d'irradiation en neutrons rapides incluant notamment l'utilisation de Phénix* ont été particulièrement examinés consécutivement à l'arrêt de Superphénix*.

La nouvelle version du plan-programme des recherches contient une analyse argumentée des priorités et aborde, pour l'essentiel, les domaines de recherche qu'appelle la lecture directe de la loi faisant l'obligation de présenter tout un éventail de recherches pour aider à la décision du Parlement en 2006.

Néanmoins certains domaines de recherche, examinés ci-dessous, devraient être encore précisés et d'autres n'apparaissent pas explicitement, mais seulement en filigrane dans cette nouvelle version. Ces derniers méritent encore réflexion afin de mieux intégrer la stratégie industrielle ou de rendre plus cohérentes certaines orientations de recherches relevant simultanément de plusieurs axes.

Les domaines de recherche qui nécessitent une réflexion complémentaire concernent les aspects suivants :

- Phénix et les systèmes innovants.

L'arrêt de Superphénix* a conduit à examiner comment les recherches prévues dans le PAC* de 1994, surtout celles concernant le volet 3, pourraient se poursuivre dans Phénix* après sa remise en service. A cet égard, il est prévu, depuis son démarrage en 1998, un programme d'irradiation jusqu'en 2004. Celui-ci nécessite d'abord un aménagement pour y intégrer des expériences pour finaliser des choix du cahier des charges des systèmes hybrides*. Il est clair ensuite que les recherches sur les systèmes innovants demanderont à être poursuivies au-delà de cette période et, qu'en conséquence, il faut dès maintenant réfléchir à la suite des possibilités d'expérimentation en neutrons rapides en plus et en complément du démonstrateur.

* Terme défini dans le glossaire

- Le problème du plutonium

La valorisation énergétique du plutonium par un monorecyclage dans le combustible MOX* est au centre de la stratégie industrielle mais il est nécessaire d'explorer aussi les voies du multirecyclage et de l'incinération du plutonium avec d'autres actinides dans des systèmes innovants sans que la production d'énergie soit une priorité. Bien qu'il ne soit pas avantageux d'entreposer du plutonium civil sur de longues durées, on peut néanmoins envisager cette contingence qui nécessite alors un conditionnement réversible. Enfin l'aspect de la prolifération qui est sous-jacent à tous ces scénarios est à considérer avec attention.

La gestion du plutonium est donc un problème fondamental et, sans préjuger de décisions politiques, une logique de programmation des recherches dans ce domaine doit être mise en place. Les scénarios devront viser soit la valorisation du plutonium, soit son éventuelle élimination par stockage, si la décision était prise en passant par un entreposage. Les divers aspects des recherches relèvent des trois axes de la loi.

- Le problème de la mise en œuvre des recherches associées aux axes 1 et 3

Ce sujet est traité au paragraphe 3.2.2.

- Le problème des risques sanitaires

Toute gestion des déchets radioactifs doit rester conforme à l'esprit des recommandations de la CIPR* concernant les risques sanitaires. Ces risques ont été largement examinés, débattus et évalués dans le cas de l'option du stockage géologique et c'est d'ailleurs, l'impact radiologique qui guide le choix des concepts dans le cas des scénarios d'évolution normale jusqu'à des temps très lointains. Les autres modes de gestion mettant en jeu la réversibilité, l'entreposage de longue durée, l'entreposage convertible en stockage ou bien la séparation-transmutation n'ont pas encore bénéficié d'une réflexion aussi approfondie. Il convient donc, dès que les études de conception relatives à ces options de gestion seront élaborées, d'analyser avec le plus grand soin, et au même titre que l'on analyse les données technico-économiques, les risques sanitaires à court et à long terme. De ces analyses pourraient ressortir des contraintes nouvelles sur la hiérarchisation des radionucléides, et consécutivement sur les conteneurs ou l'architecture des ouvrages. On se reportera au paragraphe 4.2.4. pour une analyse plus

* Terme défini dans le glossaire

exhaustive de cet aspect, ainsi qu'aux réflexions préliminaires de la Commission rapportées dans l'annexe 9 du présent rapport.

- Enseignement à tirer d'analogues anthropogéniques

Le rapport de Monsieur le Député Bataille sur les déchets militaires, approuvé par l'Office Parlementaire et publié en novembre 1997, fait état de renseignements sur les atolls de Mururoa* et de Fangataufa* qui sont classés INBS* (Installation Nucléaire de Base Secrète) relevant du Ministère de la Défense. Des rapports concernant les impacts radiologiques associés à certains scénarios viennent d'être publiés par l'AIEA* en juillet 1998. Ils renferment vraisemblablement des résultats et certains constats intéressant directement le stockage géologique des radionucléides. Pour autant, il pourrait être encore avantageux d'étudier de plus près, sous l'angle d'analogues naturels, certains aspects liés à l'évolution de ces sites afin d'enrichir les connaissances relevant de l'axe 2 ; une évaluation des résultats espérés devrait être faite et comparé ensuite aux résultats du suivi des sites.

- Concept d'entreposage

Quelques clarifications doivent encore être apportées sur la stratégie d'entreposage, surtout en terme de localisation (surface, subsurface, profondeur), de durée, de sûreté à long terme et des matières concernées par les différents entreposages. On se reportera au paragraphe 3.3. pour une analyse plus complète sur ce sujet.

- Problème du conditionnement

La reprise des déchets anciens pourrait passer par une étape d'entreposage en vrac de certains de ces déchets en attente d'un conditionnement définitif, et à cet égard, un conteneur de haute intégrité est en cours de développement. Il permet la réversibilité totale et les qualités attendues de ce conteneur sont telles que son utilisation pour l'entreposage de matières radioactives voire de matières nucléaires pourrait être étudiée.

Il y a lieu également d'approfondir sa qualification et son acceptation pour le stockage géologique ce qui nécessite une étude commune avec l'ANDRA (voir aux paragraphes 3.3. et 3.4.).

* Terme défini dans le glossaire

- Problème de l'impact thermique

L'optimisation de la durée d'entreposage des colis de verre et de l'emprise du stockage nécessaire en raison de leur impact thermique est un domaine qui mériterait plus d'attention que celle qui lui est donnée. Cet impact est essentiellement dû à la présence des produits de fission à vie moyenne comme le césium et le strontium. Certes, en matière d'entreposage et d'emprise de stockage, d'autres paramètres interviennent mais il conviendrait d'examiner pour le futur si la séparation de ces deux éléments (seule la séparation du césium est programmée et pas pour cette raison) conduirait à des gains appréciables sur l'emprise du stockage, le volume des déchets, ainsi qu'à des améliorations de gestion (colis de verre peu exothermiques...).

- Les études sociologiques

Ces études relèvent d'un domaine qui traite des aspects non techniques. Pour l'instant celles-ci ne sont pas incluses dans le plan-programme pour la gestion des déchets radioactifs. Toutefois, une certaine mobilisation des compétences du CNRS au sein du département des sciences humaines et sociales ainsi que dans des unités de recherches universitaires est en cours sur ce problème particulier. Ces études s'intègrent dans les problèmes plus généraux des rapports de la société et de la technologie. La problématique des déchets nucléaires présente un caractère particulier en raison de la durée de vie des radionucléides et des temps auxquels il faut se projeter.

Les études à caractère sociologique devraient porter sur les modalités de diffusion de l'information et de discussions avec le public dans le domaine des déchets, sur la notion de danger et de risque à long terme, ainsi que sur les mécanismes de décisions engageant les générations futures, et sur d'autres aspects à définir (anthropologiques, voire psychologiques). A cet égard, il est clair que les responsables des axes ne peuvent eux-mêmes piloter ces recherches mais il faut, en préalable à toute recherche, commencer par définir les orientations dans le cadre d'un large dialogue avec tous les responsables et établir une organisation et une collaboration. Ce dialogue doit être soutenu par des argumentaires.

Dans le prolongement des résultats obtenus par la mission de médiation de 1993, les recherches devront être inscrites au plan-programme. Les récents développements en Suisse et au Canada sont de nature à montrer l'importance de l'adhésion du public dans le domaine de la gestion des déchets radioactifs.

3.2.2 Mise en œuvre de la stratégie associée aux axes 1 et 3

3.2.2.1 La situation actuelle – rappel des recherches engagées

Actuellement le retraitement à l'aide du procédé PUREX*, universellement utilisé, permet de séparer industriellement l'uranium et le plutonium des combustibles UOX* et MOX* avec des rendements remarquables comme la Commission l'a souvent souligné. La solution de très haute activité de " *produits de fission* " renferme aussi les actinides mineurs : neptunium, américium et curium et aussi des traces d'uranium et de plutonium. Dans le procédé actuel, cette solution est calcinée puis le calcinat est vitrifié. Les fines de dissolution* qui renferment les métaux nobles et des traces de plutonium sont également vitrifiées.

Le plutonium est recyclé sous forme de combustible MOX*. Ce combustible est techniquement retraitable en utilisant le procédé PUREX*. Le recyclage dégrade la composition isotopique du plutonium et augmente considérablement la production d'actinides mineurs de sorte que le bénéfice du gain du recyclage du plutonium est pratiquement perdu en terme de radiotoxicité potentielle. Par ailleurs, certains acteurs de la loi s'interrogent actuellement sur l'opportunité du retraitement des combustibles MOX* usés.

Les recherches concernant les séparations des éléments contenus dans les combustibles usés conduites dans l'axe 1 laissent espérer que, dans quelques années, il sera possible d'améliorer la séparation des éléments contenus dans les combustibles en aménageant le procédé PUREX* et en mettant en œuvre le procédé DIAMEX*. Comme le montre la figure 3.4, qui est commentée plus en détail dans le chapitre 4, ces améliorations conduiront à séparer d'une part, le neptunium et le technétium soluble (PUREX*) et, d'autre part, les actinides mineurs avec les lanthanides (DIAMEX*). L'essentiel de la radioactivité bêta gamma se retrouvera dans une solution de produits de fission sans émetteur alpha. Les fines de dissolution*, qui contiennent le technétium non soluble, seront toujours séparées en tête du procédé PUREX*.

D'autres séparations, par exemple celle de l'américium, du curium et éventuellement des produits de fission à vie longue pourraient intervenir ultérieurement avec la mise en œuvre de procédés à l'étude indiqués sur la figure 3.4 (programme SANEX* et SESAME*).

* Terme défini dans le glossaire

Enfin, le développement dans l'axe 1 des recherches sur la transmutation pourrait conduire dans quelques décennies à la possibilité de transmuter les actinides, sauf peut être le curium. En attendant cette époque, les expériences de démonstration de faisabilité nécessiteront des quantités appréciables d'américium qui fait actuellement défaut à la France, faute de procédé spécifique de séparation.

Le conditionnement des déchets dans le verre rend à tout le moins délicate et en fait pratiquement impossible une reprise ultérieure pour la séparation de radionucléides à vie longue ; le fait que l'on persiste dans cette voie laisse craindre que l'on s'accommode d'une situation où toute matière sur laquelle pourraient porter les applications attendues des recherches sur l'axe 1 en vue d'améliorer la gestion des déchets serait très vraisemblablement perdue et entraînerait nos descendants à des solutions de simple enfouissement qu'ils n'auraient peut-être pas souhaitées. Une telle situation semble peu compatible avec l'esprit de la loi 1991.

L'axe 3 de la loi vise, quant à lui, les recherches de conditionnement et d'entreposage, éventuellement de longue durée par renouvellement d'entrepôts limités dans le temps. Ces recherches progressent et des résultats sont attendus dans la prochaine décennie. On notera également (voir chapitre 4) la possibilité de conditionnement à haute température conduisant à la fusion des métaux et même des oxydes.

Compte tenu de ces facteurs, il apparaît opportun d'envisager le plus rapidement possible une étape intermédiaire dans la mise en œuvre de la stratégie associée aux axes 1 et 3 qui consisterait à entreposer, en conditions sûres, les matières susceptibles de bénéficier des progrès de la recherche.

3.2.2.2 Les ouvertures possibles

Plusieurs possibilités seraient à examiner après des études convenables et la démonstration de la faisabilité technique et de la sûreté de leur mise en œuvre :

- Scénario 1 : entreposer dès maintenant les calcinats avant vitrification, en attente de traitements différés ainsi que les fines de dissolution. Les inconvénients sont l'arrêt temporaire de la vitrification pour les déchets français, la nécessité de mettre au point deux types de conditionnements intermédiaires pour les calcinats, les fines* de dissolution et l'entretien de deux filières différentes pour les déchets français et étrangers. En revanche, l'entreposage des calcinats ouvre la voie à de nombreuses

* Terme défini dans le glossaire

possibilités dont une serait de laisser du temps pour démontrer la faisabilité industrielle du procédé de séparation par pyrochimie (procédé PYREX*) étudié par le CEA. Les recherches en cours sur ce procédé sont présentées dans le chapitre 4 du présent rapport.

- Scénario 2 : entreposer, après la mise en service du procédé PUREX* amélioré et du procédé DIAMEX*, les fines* de dissolution, le neptunium, le technétium et les actinides mineurs mélangés aux lanthanides et dans le même temps vitrifier les solutions de produits de fission (ou mieux les entreposer à nouveau sous forme de calcinats en l'attente de procédés d'extraction de certains produits de fission à vie longue). Cela enverrait au verre l'essentiel de ce qui est difficile à entreposer et non transmutable. Ce scénario fait appel à des technologies maîtrisées et à une faisabilité industrielle de DIAMEX* qui n'est pas trop lointaine. L'américium serait séparé ultérieurement après la démonstration de la faisabilité scientifique (2001) et technique des procédés SANEX* et SESAME* (figure 3.4). Les fines* pourraient être conditionnées à l'état métallique.

Ces deux scénarios appellent les commentaires suivants :

- on pourrait envisager, dès à présent, de ne plus envoyer aux calcinats des solutions de produits de fission le neptunium et le technétium soluble s'ils étaient isolés dans une étape dont la mise en œuvre dans le procédé PUREX* semble possible,
- le procédé PYREX* permettrait selon les données fournies à la Commission (voir chapitre 4) de fractionner les calcinats en 3 familles de composés :
 - * les actinides mineurs à l'état métallique pour une transmutation ultérieure ou un conditionnement spécifique ; une fraction du plutonium résiduel présent dans les calcinats pourrait rejoindre cette aliquote,
 - * les platinoïdes*, le molybdène et les produits de corrosion pour un confinement à l'état métallique dans une matrice cuivre-nickel,
 - * les produits de fission restant pour une vitrification. Le césium, le tellure, le rubidium et le technétium séparés par volatilisation en tête de procédé pourraient rejoindre les solutions à vitrifier.

Tout cela devrait être étudié en détail et être évalué à tous les points de vue pertinents dont la sûreté, la radioprotection, la prolifération ainsi que l'impact pour les entreposages et le stockage.

* Terme défini dans le glossaire

En particulier, il conviendrait d'examiner plus en détail les avantages et inconvénients du premier scénario qui conduit essentiellement à avancer les études sur le procédé PYREX*. A cet égard, il ne faudrait pas passer à côté d'une possibilité d'expérimentation au niveau pilote en attendant l'arrêt de l'AVM* de Marcoule prévu vers 2002-2004.

Le second scénario semble en bonne voie de réalisation avec un premier rendez-vous important en 2001 concernant les séparations chimiques (figure 3.4).

3.2.2.3 Les enjeux

La mise en œuvre de l'entreposage de matières radioactives nouvelles selon les deux scénarios évoqués permettrait de ne pas atteindre le point de non-retour dans la fabrication des verres, au-delà duquel les recherches prévues par la loi n'auront pratiquement plus de sens, d'ici 2006. C'est au contraire une ouverture à l'application de ces recherches, ouverture directe pour les axes 1 et 3 et indirecte pour l'axe 2 car les nouveaux verres à stocker dans l'optique d'une incinération (au sens de la transmutation), ne renfermant pas d'actinides ne conduiraient pas aux mêmes problèmes que les verres actuels. Si l'incinération ne pouvait avoir lieu, les conditionnements spécifiques à mettre au point pourraient améliorer sensiblement le confinement des éléments séparés. Cette stratégie de recherche se rapprocherait de celle correspondant au programme japonais OMEGA*.

Les masses à entreposer ne seraient pas très importantes. En effet :

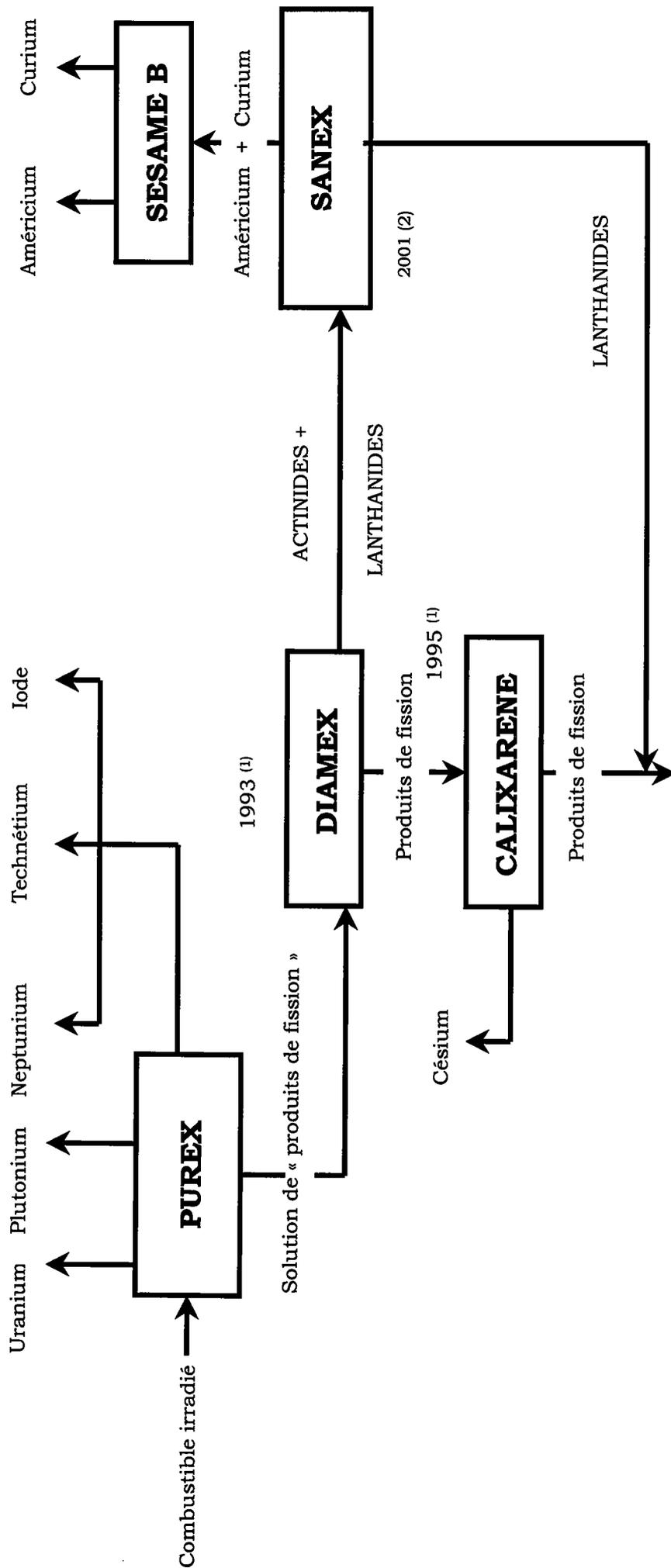
- l'entreposage des calcinats et des fines conduirait à entreposer des déchets dont le volume serait, à partir de premières estimations, moins important que celui des verres actuels,
- la séparation actinides-lanthanides par voie aqueuse conduirait à entreposer quelques tonnes d'oxydes par an,
- le fractionnement par pyrochimie conduirait à entreposer quelques tonnes par an de déchets métalliques, plus aisément manipulables en cas de fortes activités.

De plus, la vitrification des produits de fission ne renfermant quasiment plus d'actinides permettrait un taux d'incorporation plus important que le taux actuel et leur volume diminuerait encore. En conséquence, l'entreposage des déchets pour décroissance thermique avant enfouissement demanderait moins de place. Cette décroissance thermique, du fait de l'absence des actinides mineurs, serait d'ailleurs plus rapide que celle actuellement considérée qui va de 50 à 150 ans.

* Terme défini dans le glossaire

FIGURE 3.4 - SCHEMA DE REFERENCE DES SEPARATIONS ETUDIEES AU CEA

1995 (1) (avéré PUREX)



(1) Date de validation des concepts

(2) Faisabilité scientifique

3.2.3 Le plan-programme des recherches

L'évolution de la nouvelle version de ce document est notable. Elle fait suite à une clarification des compétences entre l'ANDRA et le CEA, à une collaboration entre ces organismes, sous l'égide de la Direction de la Technologie du MENRT*, à la réactualisation des études de l'axe 1 ainsi qu'à une restructuration des recherches dans l'axe 3. C'est le guide commun aux acteurs de la loi pour la réalisation des programmes de recherche qu'ils ont programmés en accord avec la stratégie. Par ailleurs, il présente aussi l'organisation et la coordination de la recherche, assurée par des accords bi et multipartites, des réunions thématiques et des rendez-vous techniques, et donne des jalons scientifiques et techniques sur la période 1998-2006. Il comporte en outre un chapitre sur le rôle et les études de l'IPSN, l'état des collaborations internationales et des annexes, dont une porte sur les recherches conduites par le CNRS dans le cadre du programme PACE*.

Les acteurs de la loi structurent l'axe 1 en cinq en thèmes :

- Etudes connexes relatives à la consommation et à l'incinération du plutonium multirecyclé dans les réacteurs ou dans les systèmes innovants,
- Faisabilité scientifique et technique de la séparation/transmutation de tout ou partie des actinides mineurs (américium, curium, neptunium) et des produits de fission à vie longue abondants dans le combustible usé et potentiellement plus " mobiles " (césium, iode, technétium...),
- Etudes de combustibles et cibles,
- Scénarios de parcs, avec comparaison des inventaires en plutonium, en actinides mineurs, et en produits de fission à vie longue,
- Etude et évaluation de filières innovantes permettant de maîtriser la production de radionucléides à haute activité et à vie longue, avec un effort important sur les systèmes hybrides*.

L'axe 3 est restructuré autour de deux thèmes :

- la constitution des colis comportant trois orientations de recherche :
 - * les procédés de conditionnement,
 - * la caractérisation et l'expertise,

* Terme défini dans le glossaire

- * le comportement à long terme des colis,
- l'entreposage de très longue durée (ETLD*).

Pour l'axe 2, la recherche et le développement sont structurés en trois thèmes :

- identification de sites et connaissance de la barrière géologique,
- connaissance des déchets, inventaires et comportement des colis à long terme dans le stockage,
- comportement des matériaux constitutifs des barrières artificielles.

Les grandes étapes concernant les concepts de stockage, les études de sûreté, les modèles phénoménologiques, les modèles d'inventaire des colis, les agréments et les spécifications des colis et finalement les dates des expérimentations en laboratoires souterrains sont programmés en parallèle. On discerne ainsi leur enchaînement et les objectifs finaux pour 2005, date à laquelle les avants-projets de stockage, la démonstration de sûreté étayée par des modélisations validées et un modèle d'inventaire de stockage recevant des colis définitivement spécifiés seront élaborés.

Le programme des recherches est structuré en études de la barrière géologique, des colis, des barrières ouvragées, des scellements, de l'étape laboratoire souterrain, de la biosphère et de la démarche de sûreté. Il est accompagné des développements technologiques nécessaires.

La recherche et le développement pluridisciplinaires sont prévus pour être conduits par neuf partenaires nationaux. Jusqu'en 2000, l'expérimentation dans les laboratoires méthodologiques en milieu argile et granite passe par des collaborations avec des partenaires étrangers (voir annexe 5).

Le plan-programme présenté est en accord avec la stratégie des recherches telle qu'elle est décrite au paragraphe 3.2.1. Toute inflexion ou révision de celle-ci devrait entraîner des modifications appropriées du programme. Toutefois, il appelle quelques remarques de forme et de fond.

Pour les remarques de forme, il convient essentiellement de mettre en accord le texte et les figures comme ceux concernant certaines dates de rendez-vous, lorsqu'elles auront définitivement été fixées et d'harmoniser les textes y afférents.

* Terme défini dans le glossaire

Dans l'évaluation des recherches conduites dans les axes de recherches de la loi (chapitre 4) figurent des commentaires et des recommandations concernant quelques questions de fond, qui sont seulement évoquées ici de façon très générale.

Pour un plan-programme qui est destiné à prévoir, au mieux, d'ici 2006, les acquis prévisibles des recherches, la question de fond importante concerne le calendrier. En effet, certaines dates de l'échéancier ne sont pas encore fixées ou sont à consolider.

Cette observation s'adresse surtout à l'axe 1 pour ce qui concerne la transmutation (SPIN* et CAPRA*), à l'axe 3 pour tout ce qui traite des conditionnements et des caractérisations des déchets anciens à reprendre. Elle concerne aussi l'échéancier des conclusions des différents groupes de travail existants (inventaire, caractérisation – spécification, hiérarchisation des radionucléides). Enfin, une planification des programmes propre de recherche d'EDF sur la transmutation et l'entreposage de longue durée des combustibles irradiés est souhaitable.

Un calendrier général de synthèse des domaines communs aux trois axes, qu'il s'agisse d'études expérimentales ou d'études plus générales correspondant aux développements de scénarios, serait utile. Des schémas comportant les dates de rendez-vous permettraient de mettre en lumière la coordination et la complémentarité des avancées attendues dans les trois axes de recherche.

Enfin, la Commission note un glissement général des dates d'échéance des recherches entre les versions 1997 et 1998 du plan-programme. Il conviendrait, en raison du calendrier tendu évoqué dès le rapport n° 1, d'éviter dorénavant ce type de décalage s'il n'est pas imposé par des contraintes externes (décision gouvernementale, contrainte budgétaire...).

Les points à éclaircir concernent un certain nombre d'autres domaines :

- Le rôle des conseils scientifiques

Celui de l'ANDRA est bien explicité, mais celui des conseils scientifiques des Directions du CEA n'est toujours pas précisé ; le rôle du Conseil Scientifique des sites pour les laboratoires souterrains reste également à définir lorsqu'ils seront constitués.

* Terme défini dans le glossaire

- Les programmes sur les systèmes innovants

Beaucoup d'études en sont encore au stade générique et les programmes devront être mieux définis quant aux résultats attendus, lorsque les orientations des recherches se préciseront.

- Le multirecyclage du plutonium

Ce programme apparaît dans le programme PURETEX* alors qu'il était au préalable une des cibles du programme ACTINEX* ; il n'était d'ailleurs évoqué que très occasionnellement. Des précisions devraient être apportées pour définir les recherches appropriées dans ce domaine, si nécessaire.

- La pyrochimie :

Il conviendrait de bien expliciter les deux orientations qu'entrevoit la Commission, l'une concerne le traitement des calcinats de produits de fission tandis que l'autre est axée sur le traitement de cibles pour la transmutation. Dans ce domaine, le partage des responsabilités des recherches et la complémentarité des équipes et des moyens sont à définir.

- L'inventaire et les caractéristiques des colis de déchets susceptibles d'aller en stockage profond :

La Commission a déjà formulé son souhait pour connaître assez rapidement l'état de la situation dans ce domaine dans le souci de s'assurer que les expérimentations effectuées dans les laboratoires puissent être représentatives. L'ANDRA décrit très en détail le processus itératif permettant d'arriver à ces objectifs en 2006 (voir chapitre 5). L'articulation entre cette démarche et les besoins en mesures, en expérimentations de laboratoire, en mises au point des procédures devraient être précisés.

- L'interface du programme C3P* entre les axes 2 et 3 :

En raison de son importance dans les concepts d'entreposage et de stockage, il conviendrait d'affirmer plus clairement quel est l'organisme coordinateur des recherches, et la nature des collaborations, ainsi que le contenu, pour chaque axe, des objectifs et des besoins. Il y a lieu également de clarifier comment sont pris en compte les conteneurs et surconteneurs dans ce programme de recherche.

* Terme défini dans le glossaire

- Les recherches à conduire dans les laboratoires de qualification :

Les grands thèmes de recherche sont bien délimités ; toutefois il serait souhaitable que l'organisation fonctionnelle et les partenariats de chaque thème d'expérimentation qui a été présenté à la Commission, soient mieux définis (voir les paragraphes 3.4. et 4.2.1).

- La réversibilité des stockages géologiques :

Ce domaine n'est pas encore traité formellement dans le plan-programme. La Commission encourage les acteurs de la loi à élaborer un programme cohérent à la lumière des réflexions de la Commission remises au Gouvernement en juin 1998,

- Les budgets associés aux axes :

C'est un exercice difficile qui pourrait, pour une meilleure compréhension, être associé aux grands thèmes de recherches et être harmonisé avec les présentations des programmes.

Le programme de recherches de l'IPSN vise à compléter les compétences de cet institut pour une expertise technique indépendante de la sûreté à long terme du stockage. Il concerne essentiellement l'axe 2. La Commission a déjà analysé les recherches de cet Institut en matière de géosphère et de modélisation du transfert des radionucléides conduites et confrontées au niveau international. A partir de 1998, le programme portera également sur les colis de déchets et les barrières ouvragées et sur l'entreposage de surface de longue durée dont le concept élaboré par le CEA devra être évalué sur le plan de la sûreté.

En conclusion, la Commission considère que dans son état actuel, le plan-programme permet de bien distinguer les deux phases dans le déroulement des recherches. Jusqu'en 2001, il s'agit pour les axes 1 et 3 de la démonstration de faisabilité scientifique et de la fin du creusement des laboratoires souterrains pour l'axe 2, suivie respectivement d'une phase de faisabilité technique et d'une phase d'expérimentation. Il est prévu qu'en 2006 un dossier d'évaluation de faisabilité industrielle soit disponible pour les principaux procédés de séparation ou de conditionnement. Toutefois pour la période au-delà de 2001, la nouvelle version devrait mieux définir les échéanciers et les calendriers des recherches.

Ce document ainsi que la stratégie des recherches, même s'il n'ont pas atteint leur forme définitive, devraient être diffusés auprès des acteurs de la loi car ils comportent des données de référence indispensables à la conduite des programmes.

3.3 L'évaluation du concept d'entreposage

La Commission a auditionné le 8 janvier 1998 et le 21 avril 1998 les acteurs de la loi sur les modalités actuelles d'entreposage et les études effectuées en vue d'élaborer des concepts d'entreposage de très longue durée.

Les présentations des différents groupes industriels ou de recherche (EDF, COGEMA, CEA) ont montré que l'entreposage des différentes catégories de déchets sur des périodes de plusieurs décennies est une pratique courante, tant en France qu'à l'étranger. Ainsi, par exemple, le CLAB* en Suède, qui entrepose des combustibles irradiés en piscine, de façon centralisée pour une période de 40 ans, ou aussi les entreposages à sec de combustibles irradiés, aux USA, dans des châteaux conservés pour l'instant au voisinage des centrales (procédé NUHOMS* par exemple) et au Canada. Il existe actuellement au plan mondial, selon COGEMA, 70 000 tonnes de combustibles irradiés entreposés en piscine, et 3 000 tonnes entreposés à sec. En France, les combustibles irradiés sont entreposés dans les piscines des sites de réacteurs ou dans celles de l'usine COGEMA de La Hague en attente de retraitement. La casemate CASCAD* à Cadarache a été mise en œuvre par le CEA pour entreposer à sec pendant plusieurs décennies les combustibles d'EL4* et ceux de la propulsion navale*. Les verres issus du retraitement, contenant des produits de fission, sont entreposés à sec dans des puits en béton ventilés à Marcoule et à La Hague. Pour les verres, dont la puissance thermique est inférieure au kW, COGEMA a réalisé un entreposage plus dense en puits bétonnés munis d'une virole en acier qui assure d'une part, une possibilité de décontamination des puits et, d'autre part, une meilleure réversibilité. Enfin, l'industrie nucléaire pratique l'entreposage des déchets B issus du retraitement, de la fabrication des combustibles des centrales EDF ou des laboratoires de recherches depuis une trentaine d'années, en entrepôts, en casemates, en silos ou en tranchées. Des opérations de désentreposage et de reconditionnement ont déjà été réalisées sans difficulté majeure par le CEA et COGEMA, à Marcoule et Cadarache, et d'autres sont programmées (Installation CEDRA* de Cadarache par exemple), pour reprendre en particulier tous les entreposages de déchets en vrac, en tranchées ou en silos, et les conditionner dans des conteneurs normalisés.

* Terme défini dans le glossaire

L'important retour d'expérience ainsi acquis, tant sur l'entreposage que le désentreposage témoigne du bon fonctionnement général de ces installations à caractère industriel. Les expressions “ *entreposage de longue durée* ” ou “ *entreposage de très longue durée* ” sont néanmoins floues. Une durée d'entreposage de 50 ans correspond à une prolongation de la pratique actuelle. Par extrapolation des résultats acquis tant en France qu'à l'étranger au cours des quarante dernières années, deux stratégies peuvent être mises en œuvre pour réaliser des entreposages plus longs, assurant une réversibilité totale.

La première consiste à étendre la durée d'entreposage par une succession d'entreposages-désentreposages : après une période d'une cinquantaine d'années pouvant être éventuellement étendue si les conteneurs et les bâtiments sont en bon état, les déchets sont repris, reconditionnés, puis replacés dans un entreposage neuf ou restauré. Ceci conduit évidemment à des surcoûts très importants et à une certaine augmentation du volume et de la masse de déchets, voire des déchets secondaires.

La seconde consiste à modifier les concepts industriels existants pour en allonger la durée de vie et aboutir ainsi à un concept d'entreposage de surface ou de subsurface réalisant d'une seule traite le confinement des déchets pendant des durées qui pourraient atteindre quelques siècles. Ceci nécessite une garantie sur l'intégrité des conteneurs et une certaine harmonisation des concepts d'entreposage et de stockage. Dans cette optique, le CEA a engagé en 1997 un programme de recherche visant, à établir des concepts d'entrepôts séculaires destinés à compléter la panoplie des outils de gestion existant dans l'aval du cycle. EDF de son côté a engagé un programme de recherche visant d'une part, à étudier le comportement du combustible irradié en situation d'entreposage et, d'autre part, à définir des procédés d'entreposage sûrs et répondant à ses besoins industriels propres. COGEMA, FRAMATOME* et TRANSNUCLEAIRE* étudient également des conteneurs pour les déchets du retraitement et les combustibles irradiés (transport et entreposage à sec).

* Terme défini dans le glossaire

La Commission souhaite une harmonisation des efforts entrepris et rappelle la nécessité de sérier avec soin la notion de durée pour éviter qu'un entreposage mis en place pour une durée trop longue devienne, à terme, incontrôlable et compromette partiellement la réversibilité aisée. Compte tenu, pour les déchets de haute activité, de l'évolution du dégagement thermique associé à leur décroissance radioactive, les solutions choisies au plan technique doivent être définies en fonction de la durée d'entreposage prévue, et cohérente avec le concept de stockage.

La Commission a pris note du programme des études des entreposages de longue durée lancé par le CEA. Pour éviter qu'un entreposage mis en œuvre depuis plusieurs siècles soit oublié et se transforme de facto en un stockage de surface irréversible qui ne présenterait pas les conditions de sûreté d'un stockage souterrain, la Commission recommande que la durée de tels entreposages ne soit en aucun cas prévue pour dépasser celle de la période de surveillance des stockages de surface des déchets de catégorie A, qui est aujourd'hui de 300 ans.

En effet, le concept d'entreposage requiert que le site fasse l'objet d'une surveillance continue afin de s'assurer de son bon fonctionnement et de l'absence de rejets externes. Il est donc cohérent de concevoir des durées de surveillance similaires pour les déchets A stockés en surface, et pour les déchets B ou C entreposés. Quand les différents concepts possibles d'entreposage auront été définis plus avant, il appartiendra aux Pouvoirs Publics de définir par la loi quelle pourrait être la durée de ces entreposages, ainsi que le statut juridique et l'entité chargée de la gestion et de l'exploitation.

Dans son précédent rapport, la Commission avait rappelé qu'un entreposage doit être justifié par des objectifs précis, tels que la diminution de la charge thermique des déchets par décroissance de la radioactivité, l'attente d'un stockage profond ou l'attente d'une solution industrielle adéquate. Le concept d'entreposage de longue durée ne dispense donc pas d'élaborer une solution complète définitive pour l'aval du cycle électronucléaire. La Commission avait aussi indiqué que pour les déchets B, il n'y a aucun avantage à les entreposer, dans la mesure où ils ne contiennent pas de substances valorisables, qu'ils n'émettent pas de chaleur, et qu'il est irréaliste de penser qu'un traitement quelconque pourrait un jour permettre l'économie de leur stockage définitif : l'entreposage des déchets B ne peut se concevoir qu'en attente d'un site de stockage définitif en profondeur ou bien une mise aux normes pour certains d'entre eux. Cette position a également été reprise récemment par la Commission dans son rapport sur la réversibilité remis le 19 juin 1998 au Gouvernement.

Le programme de recherche ETLD* du CEA vise dans un premier temps à établir pour fin 1999 les différentes solutions envisageables pour un entreposage de longue durée des divers déchets B et C, ainsi que des combustibles irradiés UOX* et MOX*, en tenant compte du dégagement thermique qui est fonction du taux d'irradiation et de la nature du combustible. Les divers modes d'entreposage proposés seront ensuite soumis à une étude de qualification qui tiendra compte des contraintes de fonctionnalité et de sûreté à long terme et permettra de sélectionner les solutions les plus robustes. La Commission souligne l'intérêt que pourrait présenter une collaboration nationale et internationale dans ce domaine. D'ici la fin de l'année 1998, le CEA doit en outre remettre au Gouvernement " *un rapport sur le concept, l'intérêt de la faisabilité d'un entreposage en subsurface, ainsi que sur ses conditions éventuelles de formalité technique, scientifique et juridique* " (Comité Interministériel du 2 février 1998).

Le concept d'entreposage de (très) longue durée nécessite de disposer de conteneurs de haute intégrité dont différents types sont à l'étude et la construction de barrières ouvragées dont la dégradation sera suffisamment lente. Ces casemates, ventilées pour assurer l'évacuation de la chaleur dégagée, pourraient être enterrées une fois remplies de façon à renforcer la sécurité de l'installation vis-à-vis des accidents externes, tout en assurant une réversibilité aisée. Une alternative intéressante est de concevoir un entreposage de subsurface, où les colis seraient déposés par exemple dans des cavités creusées à flanc de montagne dans une formation géologique adéquate, accessible par tunnel ferroviaire horizontal, la formation géologique jouant surtout le rôle de béton gratuit au-dessus des casemates. Ce type d'entreposage assurerait aussi des conditions externes plus stables pour les conteneurs, ralentissant leur vieillissement (absence de dégradation des colis béton par le gel, par exemple). Le programme de recherche qui a débuté au CEA est destiné à élaborer pour 2002 les concepts permettant la fourniture d'un cahier des charges détaillé pour de telles installations, en surface ou subsurface.

La Commission recommande qu'à l'issue de ce délai, si le Gouvernement retient l'intérêt d'un entreposage de longue durée, une recherche de sites susceptibles de recevoir ces centres d'entreposages soit effectuée, soit sur les sites CEA, EDF ou COGEMA existants, soit en d'autres lieux.

* Terme défini dans le glossaire

Au-delà des problèmes d'inventaire, de nombreuses recherches sur l'entreposage et sur de meilleures matrices de conditionnement des déchets B, ainsi que sur la réduction des volumes et des activités, sont encore nécessaires. L'entreposage en présence d'air et d'humidité rend, par exemple, plus complexe la prévision du comportement à long terme des colis de déchets B bitumés, notamment en raison des risques de corrosion interne des fûts en acier inoxydable et externe des fûts en acier noir, de développements bactériens, d'oxydation du bitume ou d'altération par les produits de radiolyse de l'eau et du bitume. Il sera également nécessaire de prévoir la reprise de colis anciens dont les caractéristiques ne sont pas satisfaisantes. Pour ce qui concerne les combustibles irradiés, la démonstration de la possibilité d'entreposage sur une longue durée, avec possibilité de reprise et manutention des colis, nécessitera d'étudier leur fragilisation pendant la phase d'entreposage sous eau, l'évolution des gaines dans les conteneurs, et la diffusion des radionucléides volatils et labiles comme l'iode dont la pénétration dans les gaines, en cas de retraitement différé, conduirait à augmenter la quantité de cet isotope présent dans les déchets métalliques de gaines compactées. L'expérience acquise concerne essentiellement des assemblages combustibles UOX* irradiés durant trois cycles (à 33.000 MWj/t de taux de combustion). Il sera donc nécessaire, pour généraliser l'entreposage aux différents types de combustibles, de vérifier le comportement mécanique de ceux qui auront été plus fortement irradiés et les contraintes thermiques posées par les combustibles MOX*, plus thermogènes. Par ailleurs, après avoir établi les spécifications d'acceptation et d'agrément des colis de déchets, des moyens d'expertise seront à prévoir pour garantir leur comportement et leur reprise pour le stockage. Enfin, il faudra étudier la résistance à long terme des barrières et des conteneurs ainsi que la définition de moyens de manutention en conditions dégradées.

L'allongement des délais d'entreposage soulève le problème de la saturation des équipements, problème déjà rencontré dans d'autres pays, notamment aux Etats-Unis. Les scénarios d'entreposage de très longue durée devront donc prendre en compte l'évolution des flux de déchets qui seront produits par les industriels au cours des vingt prochaines années. Les capacités d'accueil des piscines de La Hague seraient saturées dès 2004 en cas d'arrêt du retraitement ; elles le seront en 2008 si le retraitement ne porte que sur 550 tonnes de combustibles usés par an, et en 2018 s'il porte sur 850 tonnes par an comme cela est actuellement prévu par EDF et rapporté par l'Office parlementaire.

* Terme défini dans le glossaire

La Commission souligne la nécessité d'élaborer les concepts d'entreposage en fonction des types de déchets (divers déchets B non valorisables et ne posant pas de problèmes thermiques; verres et combustibles hautement radioactifs dont le dégagement de chaleur est significatif, mais qui sont éventuellement susceptibles de valorisation ultérieure). Ici encore, la Commission souligne l'importance d'établir un inventaire chimique, physique et radiologique précis des divers déchets à entreposer et des spécifications que devront satisfaire les colis et les entrepôts pour satisfaire aux différentes règles de sûreté existantes. Elle recommande que, sous la responsabilité des Autorités de Sûreté, une Règle Fondamentale de Sûreté soit élaborée sur l'entreposage de longue durée de la même façon que la RFS III-2-f régit les objectifs de sûreté concernant le stockage profond.*

Pour les déchets B, la Commission estime que leur entreposage ne peut que précéder stockage en formation géologique profonde. Cependant, les spécifications auxquelles devront être soumis les colis de déchets B pour un stockage en profondeur ne sont pas encore disponibles. La Commission souhaiterait éviter que des premières spécifications ne soient fixées pour ces colis nécessitant dans bien des cas, avant entreposage, une reprise et un nouveau conditionnement pour les déchets B existants, puis que des spécifications nouvelles pour le stockage géologique ne rendent nécessaire un nouveau conditionnement, coûteux tant financièrement qu'en termes de radioprotection. Elle recommande donc que l'ensemble des acteurs de la loi élabore en commun des spécifications précises pour les colis de déchets B, qui puissent a priori permettre d'abord leur entreposage, puis leur stockage en évitant un reconditionnement.

Ainsi qu'elle le propose au paragraphe 4.4, à propos des concepts de stockage, la Commission juge qu'il est utile que les concepts de stockage réversible en profondeur soient aussi examinés comme une alternative à l'entreposage.

* Terme défini dans le glossaire

3.4 L'évaluation du concept de stockage

La Commission a auditionné l'ANDRA le 8 janvier 1998 sur les concepts de stockage en formation géologique profonde. Le point sur les concepts étrangers et les recherches dans les laboratoires souterrains a fait l'objet de l'audition du 6 septembre 1997 ; la situation internationale est décrite dans le paragraphe 3.5 ainsi que dans les annexes 4 et 5 du présent rapport.

En France, les concepts de stockage profond sont bien évidemment liés aux trois sites sur lesquels le Gouvernement a autorisé l'ANDRA à engager des reconnaissances géologiques (Est, Gard et Vienne), et pour lesquels une décision d'autorisation d'installation et d'exploitation de laboratoires souterrains (deux ou trois) est attendue de la part du Gouvernement depuis que la Commission lui a remis, le 19 juin 1998, le rapport sur la réversibilité qui lui avait été demandé par le Comité interministériel du 2 février 1998 afin d'apporter des éléments complémentaires nécessaires à sa décision. La Commission tient à souligner à nouveau que tout retard dans cette décision aura une incidence certaine sur l'état du dossier d'évaluation de la faisabilité d'un stockage profond qui doit être soumis au Parlement en 2006, selon la loi du 30 décembre 1991.

Les concepts qui ont été présentés par l'ANDRA sont en cours d'élaboration, et plusieurs options préliminaires sont encore à l'étude actuellement. Une partie importante des informations nécessaires à leur élaboration est liée à l'acquisition des données lors du creusement de puits et galeries ainsi que de l'exploitation des laboratoires souterrains et n'est donc pas disponible aujourd'hui. L'ANDRA a donc établi ses options préliminaires pour le concept de stockage sur la base d'hypothèses formulées à partir de la connaissance des sites acquises aujourd'hui depuis la surface. Un certain nombre de caractéristiques communes aux trois sites peut être dégagé.

- La conception du stockage est basée sur une approche itérative où un premier concept fait l'objet d'une analyse de performance, puis d'une analyse de robustesse de l'ensemble des barrières, enfin d'une mise en œuvre de concepts de défense en profondeur en cas de défaillance d'une barrière. Si toutes les barrières participent au confinement, et ont un rôle redondant, l'ANDRA met en exergue (ainsi que le demande la RFS III-2-f*) que la barrière géologique doit être capable de garantir à elle seule les objectifs de sûreté à long terme. Trois itérations sont prévues d'ici 2006 pour affiner et préciser les concepts de stockage : la

* Terme défini dans le glossaire

première s'achèvera en 1998 par une analyse de sûreté réalisée à l'aide d'un nombre limité de scénarios destinés à comparer les concepts envisagés ; de 1998 à 2001, la seconde itération prendra en compte les données nouvelles acquises pendant le creusement des laboratoires souterrains; enfin des projets préliminaires de stockage spécifiques à chaque formation géologique, accompagnés d'une analyse de sûreté seront présentés en 2006, tenant compte des modèles d'inventaires des colis de déchets et exploitant pleinement le bénéfice des expériences effectuées dans les laboratoires souterrains.

- L'ANDRA étudie simultanément les concepts de stockage des déchets B et C, pour chacun des sites potentiels. Il n'est pas prévu pour l'instant qu'un site de stockage soit conçu seulement pour l'une des catégories (B ou C), en fonction de caractéristiques géologiques éventuellement plus propices pour tel ou tel type de déchet. En revanche, chaque type de déchet serait placé dans une portion dédiée du stockage. Il n'est pas prévu de faire coexister dans une même chambre des déchets B et C, et même chaque catégorie de déchets B aura sa propre zone de stockage, pour éviter les interférences et optimiser les barrières ouvragées. Cette démarche permet de séparer les problèmes et donc d'étudier la capacité d'un site à recevoir des déchets de types B, C ou les deux simultanément.
- Si les préoccupations de réversibilité du stockage sont présentes dans les projets présentés par l'ANDRA, et ceci surtout depuis que le Gouvernement a demandé à la Commission de lui faire part de ses réflexions à ce sujet, il est clair que la priorité a été donnée aux problèmes de sûreté à long terme des stockages, à la constructibilité des installations, à la faisabilité de la mise en place des matériaux de colmatage et de remplissage des barrières ouvragées, les possibilités de récupération des déchets une fois le stockage construit étant examinées ensuite. La Commission est en plein accord avec l'ANDRA pour considérer que la conception des stockages doit avoir pour objectif premier la sûreté à long terme, et qu'aucune mesure pouvant faciliter la réversibilité ne doit aller à l'encontre de la sûreté.

Elle recommande que l'ANDRA explicite davantage les moyens qui seraient éventuellement mis en œuvre pour récupérer les déchets, et les mesures prises pour faciliter cette récupération.

Cinq phases progressives de réversibilité de moins en moins aisée sont définies par l'ANDRA, allant de l'obturation des chambres contenant les déchets à l'obturation finale des puits d'accès au stockage. L'ANDRA entend étudier la faisabilité technique de ces cinq phases, tant du point

de vue de la roche hôte que des barrières ouvragées, et différer les scellements pour faciliter, durant cette période de temps, une éventuelle mise en œuvre de la réversibilité.

- Les concepts proposés actuellement, en fonction des propriétés escomptées des formations, sont les suivants :
 - l'accès au stockage profond se fait toujours par puits vertical ; un minimum de deux puits d'accès par site est prévu ; des galeries horizontales permettent d'accéder aux zones choisies pour y stocker les déchets, en fonction des propriétés des sites,
 - des puits verticaux ou des galeries horizontales sont forés à partir de galeries principales pour y stocker les conteneurs de verre de haute activité,
 - des galeries horizontales recevant des conteneurs plus massifs sont envisagées pour un éventuel stockage des combustibles usés, cette option est à un stade plus préliminaire,
 - des chambres plus importantes ou des galeries de plus grande taille sont envisagées pour y stocker, en les empilant, les conteneurs de déchets B ; il n'est pas prévu en particulier de stocker des colis de déchets B en vrac, ni de déchets non conditionnés.

L'ANDRA a fait parvenir, courant août 1998, une documentation abondante sur les options préliminaires du concept de stockage des déchets de haute activité et à vie longue ; son analyse détaillée sera faite dans le rapport n° 5 lorsque la Commission aura pris connaissance à la fin de l'année des premières analyses de sûreté correspondantes.

- Une part importante des recherches et études en cours à l'ANDRA porte sur les barrières ouvragées à entreposer entre les conteneurs de déchets et la formation géologique (liants hydrauliques, argiles, etc.). Certains de ces travaux sont déjà engagés en collaboration au sein de laboratoires souterrains étrangers.
- Si, pour les déchets C, la matrice confinant les déchets joue un rôle important dans l'analyse de sûreté, en revanche pour les déchets B, l'ANDRA ne prévoit pas à l'heure actuelle de faire jouer un rôle de barrière à la matrice de conditionnement de ces déchets. Ceci est important pour l'analyse de sûreté.

Pour la Commission, la faisabilité et la qualité d'un concept de stockage doivent être mesurées à l'aune de trois outils :

- l'analyse de sûreté du stockage, combinant les effets de l'ensemble des barrières (géologiques et ouvragées) mises en place entre les déchets et l'environnement, et ceci tant pour des scénarios d'évolution normale du stockage que pour des situations accidentelles,
- l'analyse de la faisabilité technique du projet, de l'ingénierie des procédés et des équipements à concevoir ainsi que de leur coût, de la disponibilité des matériaux de construction et de colmatage nécessaires, etc.,
- l'analyse de la robustesse des procédés à mettre en œuvre pendant la phase de construction et de la possibilité d'exercer un Contrôle Qualité rigoureux de la bonne exécution des travaux. Pour prendre un exemple dans un autre domaine, on préfère parfois, pour assurer l'imperméabilisation de sites de stockages de déchets en surface, des matériaux de moins bonne performance nominale que les membranes de PEHD* (polyéthylène haute densité) dans la mesure où la soudure de ce matériau et surtout le contrôle systématique de la qualité des soudures est extrêmement difficile.

Les réflexions actuelles de l'ANDRA mettent en avant les objectifs de sûreté, puis les analyses de faisabilité technique. Les analyses de sûreté qui ont commencé doivent être présentées à la Commission à la fin de l'année 1998 ; elles doivent ensuite aboutir à une première vérification de sûreté en 2001, qui sera suivie de deux autres avant 2006. Pour l'instant, la robustesse des procédés de construction n'est pas différenciée de l'analyse de faisabilité, mais elle devrait l'être à terme. La conception des programmes d'Assurance Qualité est en effet une démarche distincte de la conception du stockage, même si des itérations sont indispensables entre les deux conceptions.

* Terme défini dans le glossaire

La Commission tient à souligner que la conception des stockages profonds va de pair avec la possibilité de fixer des spécifications précises aux colis de déchets qui seront admis dans le stockage. Ceci est en particulier vrai pour les déchets B, dont certaines catégories existantes devront être reprises et reconditionnées (tâche dévolue aux futures installations de CEDRA du CEA de Cadarache et de l'EIP* de COGEMA Marcoule par exemple). Comme le CEA étudie actuellement les concepts d'entreposage des déchets B et C, et sera donc amené à émettre fin 1999 des propositions qui devront inclure des spécifications des colis, la Commission souhaite que l'ANDRA soit en mesure de proposer aussi fin 1999 des spécifications de niveau 1 pour les colis de déchets, au moins pour les déchets B. A cet effet, une harmonisation du calendrier d'inventaire, des spécifications et des agréments serait souhaitable à la fois pour l'entreposage et le stockage. Ceci permettrait l'établissement de normes pour l'entreposage des colis, suivi éventuellement de leur stockage évitant ainsi des opérations de reconditionnement (voir le paragraphe 4.3).*

Par ailleurs, la Commission recommande à l'ANDRA d'étudier, en parallèle et en liaison avec le CEA, des concepts d'entreposage en site profond, entreposages qu'il serait ensuite possible de convertir directement en stockage si cela est souhaité. Cette possibilité, qui est envisagée par l'ANDRA, s'apparente fort au concept de réversibilité d'un stockage.

Enfin, une fois que le Gouvernement aura choisi les sites pour la construction des laboratoires souterrains, la Commission recommande que l'ANDRA s'efforce de choisir des concepts de stockage qui puissent, si cela est possible, s'adapter à tous les sites choisis : cela permettrait de focaliser les efforts tant du point de vue des procédés que des équipements à concevoir, et d'améliorer l'efficacité des études.

3.5 L'évaluation des situations internationales

Quelques événements importants concernant la stratégie ou les programmes de recherche dans l'aval du cycle se sont produits récemment à l'étranger. On rappelle dans ce paragraphe ceux qui ont trait à des questions examinées dans ce rapport.

* Terme défini dans le glossaire

3.5.1 Au plan technique et industriel

Extension de l'utilisation du combustible MOX*

Le monorecyclage du plutonium séparé au retraitement est actuellement limité à l'Europe (France, Allemagne, Belgique et Suisse) avec l'utilisation du combustible MOX* dans des réacteurs à neutrons thermiques. D'autres pays ont décidé d'utiliser le combustible MOX* dans leurs réacteurs à neutrons thermiques, notamment le Japon et la Russie. Le Japon a depuis longtemps un programme précis d'utilisation de son plutonium. L'autorisation de principe d'alimenter en combustibles MOX* les centrales japonaises avait été donnée par le Gouvernement en février 1995. Deux électriciens japonais (KANSAI* et TEPCO*) ont déposé des demandes respectivement pour la centrale de TAKAHAMA* (moxage de deux des quatre tranches à compter de 1999 et 2000) et pour la centrale de FUKUSHIMA* (moxage à partir de 1999). TEPCO* prépare également la demande d'autorisation pour la centrale de KASHIWAZAKI-KARIWA*. La Russie prévoit d'utiliser son excès de plutonium militaire pour faire du combustible MOX*. Enfin les USA, qui ont été les premiers à utiliser le combustible MOX* dans un réacteur, examinent la possibilité soit de convertir le plutonium militaire en combustible MOX*, soit de l'incorporer dans une matrice de conditionnement en vue du stockage.

Ouverture du WIPP* (USA)

Le premier stockage géologique de déchets militaires (essentiellement contaminés en plutonium, équivalents aux déchets B français) dans une couche de sel a été autorisé à entrer en fonctionnement le 13 mai 1998. Le cas des déchets mixtes est à l'étude par les autorités locales. Il s'agit du WIPP* situé près de Carlsbad, Nouveau Mexique, USA. Cette autorisation de l'EPA* arrive après de longues années d'attente (12 ans), pendant lesquelles le DOE* a démontré que le projet répondait aux règlements fédéraux et locaux en matière de santé publique et de respect de l'environnement. En particulier, un comité international mis en place sous les auspices de l'AIEA* et de l'OCDE*, a examiné en dernier lieu, à la demande du DOE*, si l'évaluation de sûreté à long terme du WIPP* était techniquement fondée et était en conformité avec les standards et les pratiques internationales.

* Terme défini dans le glossaire

Le WIPP* doit accueillir 175 000 m³ de déchets de type B en 35 ans et aucune réversibilité n'est prévue. On peut observer que cette procédure vise une classe de déchets qui, dans le rapport de la Commission sur la réversibilité de juin 1998, était proposé pour un stockage géologique.

Le concept utilisé est celui du stockage de déchets compactés, mis dans des conteneurs en acier, et déposés dans des galeries creusées dans le sel. Ces galeries sont ensuite remblayées avec du sel, et la plasticité du sel permet à terme de recompresser le milieu. De très grandes précautions sont prises pour le scellement des puits d'accès. Une particularité du projet, intervenue dans les derniers mois ayant précédé la demande d'autorisation de création, est l'ajout dans les galeries, avant fermeture, d'oxyde de magnésium en poudre sur les colis pour réagir avec le gaz carbonique (CO₂) qui sera engendré par la décomposition de la fraction organique contenue dans les déchets (gants, survêtements, etc.). L'oxyde de magnésium réagira avec le CO₂, permettant ainsi d'éviter une baisse importante du pH en cas d'arrivée d'éventuelles solutions de saumure qui pourraient venir au contact des colis. Maintenir un pH basique élevé permet en effet de limiter grandement la solubilité des métaux en cas d'arrivée d'eau dans le stockage. Il est à noter aussi que l'essentiel de l'analyse de sûreté de ce site porte sur des scénarios accidentels (intrusion du stockage par des forages dans le futur, quand la mémoire du stockage aura été perdue) et non pas sur le scénario normal, pour lequel la barrière géologique assure l'intégralité du confinement pour des durées très longues. Les gaz émis par les déchets sont en principe susceptibles de diffuser dans le milieu géologique sans monter en pression grâce à la présence de bancs d'anhydrites* un peu plus perméables au sein de la formation salifère.

Qualification du site de Yucca Mountain* (USA)

Le tunnel d'exploration du site de Yucca Mountain* a été achevé au printemps 1997. Il est situé à 300 mètres sous le toit de la colline et en forme de U aplati légèrement incliné, les sections ont 7,5 mètres de diamètre et des longueurs respectives de 2, 4 et 2 Km. Elles sont équipées d'une voie ferrée. La branche de 4 Km borde l'emplacement de l'éventuel dépôt des colis de combustibles usés, une future galerie d'exploration recoupera cet emplacement sur la largeur. Cinq alcôves latérales sont équipées pour les expérimentations. La plus importante en moyens lourds et la seule au monde ayant cette

* Terme défini dans le glossaire

envergure est celle du chauffage d'une galerie de 50 mètres identique aux galeries où devraient être placés les déchets. Les tests ont commencé en décembre 1997 pour 4 ans. Le DOE* doit en 1998 présenter aux autorités de sûreté un dossier de "Viability assessment" (évaluation de sûreté, options de conception, planning de construction et coûts, soit 5 volumes plus les documents techniques d'accompagnement) puis à l'EPA*, en 2000, un dossier de "Environmental impact statement" (état de l'impact sur l'environnement) devant aboutir à la reconnaissance de la qualité du site par le Président des Etats-Unis et le Congrès. Suivra ensuite la demande d'autorisation de construction et d'exploitation (2002). Le début de la phase d'exploitation pourrait se situer en 2010 et il est envisagé d'y mettre 63 000 tonnes de combustibles usés civils, 7000 tonnes de combustibles de la propulsion navale et des verres...

A défaut de devenir un stockage de déchets, le site de Yucca Mountain* pourrait constituer pour certains un excellent entreposage de longue durée compte tenu du concept de stockage proposé et de la période de réversibilité imposée de 100 ans. Il correspond assez bien au concept d'entreposage de subsurface, d'accès aisé à l'horizontale, proposé aussi par la Commission dans son rapport sur la réversibilité.

Autres projets de stockage

- En Allemagne, le projet de stockage de déchets B dans l'ancienne mine de fer de KONRAD* (Basse Saxe), qui se trouve protégée par une épaisse couche d'argile assurant une absence totale de venue d'eau, est également en demande d'autorisation d'exploitation. La réponse est attendue pour la fin 1998. Le concept de stockage est celui de conteneurs déposés dans les galeries de mines existantes.

- En revanche, le projet de stockage profond de déchets B dans des formations volcaniques fissurées de Sellafield* en Angleterre a été abandonné, à la suite d'une très longue procédure d'enquête et de débats publics, au cours de l'hiver 1997. Les raisons invoquées pour cet abandon sont nombreuses, on retiendra cependant parmi elles l'extrême difficulté de décrire de façon convaincante l'hydrogéologie de ces milieux fissurés, dont les propriétés hydrauliques sont proches de celles du granite.

* Terme défini dans le glossaire

- En Suisse, le projet de stockage de déchets B de Wellenberg* dans des formations argilo-marneuses qui auraient été accessibles par galerie horizontale à flanc de coteau a été mis en sommeil en 1996 à la suite d'un référendum populaire local défavorable. Par contre, les forages pour les premières reconnaissances géologiques de l'argile à opalines* ont débuté courant juillet 1998 dans le canton de Zürich à Benken*.

3.5.2 Au plan de la recherche

Lors de la réunion du 12 février 1998, la Commission de la Recherche de l'Union Européenne a décidé d'engager le cinquième Programme Commun de Recherche et de Développement (5^{ème} PCRD*) sur la fission nucléaire. Ce programme est basé sur quatre axes de recherche principaux :

- la sûreté d'exploitation des installations existantes,
- la sûreté du cycle du combustible,
- la sûreté et la faisabilité des systèmes innovants,
- la radioprotection.

Afin de finaliser le contenu de l'ensemble des recherches, des ateliers de travail ont été organisés sur les principaux thèmes ; l'un d'entre eux a été ciblé sur la gestion des déchets radioactifs, le stockage et le démantèlement ; un second a été davantage consacré aux systèmes innovants (cycle et réacteurs). A l'issue de ces ateliers, l'Union Européenne adressera aux organismes de recherche la liste des thèmes et des priorités retenus sous forme d'un appel d'offre, d'ici le dernier trimestre de l'année. Les recherches en partenariat sélectionnées par les experts devraient débuter au tout début de l'année 1999. Ce nouveau plan quinquennal comporte des recherches concernant les trois axes de recherche de la loi du 30 décembre 1991 et fera donc l'objet d'un suivi par la Commission.

* Terme défini dans le glossaire

3.5.3 Au plan de l'évaluation de la sûreté

Groupes de travail internationaux

Dans l'annexe 5, la Commission présente quelques informations disponibles sur les actions des organisations internationales en matière de gestion des déchets radioactifs. Elle souhaite simplement attirer ici l'attention sur le point capital de l'évaluation de la sûreté à long terme des stockages. C'est surtout au sein de l'OCDE-AEN*, où se rencontrent des spécialistes des différents pays de diverses appartenances, que se fait le travail de réflexion sur la méthodologie de l'évaluation de sûreté. Actuellement une étude, sur le point d'être publiée, porte sur la confiance que l'on peut avoir sur la sûreté, confiance dans les bases d'évaluation et dans les estimations de performances. Le terme de confiance qui est ainsi introduit, tranche d'avec les certitudes qui ont longtemps prévalu dans les documents antérieurs traitant de ce sujet. La réflexion évolue au sein de la communauté internationale et elle alimentera forcément les réflexions nationales. L'OCDE/AEN* vient de publier également une synthèse sur les programmes de gestion des déchets radioactifs des pays membres de l'agence (version 1998).

Une convention commune sur la sûreté et la gestion du combustible usé et sur la gestion des déchets radioactifs a été adoptée par la Conférence Diplomatique de l'AIEA* le 5 septembre 1997 et signée par 65 pays dont la France. Outre les principes généraux de la gestion des déchets et des combustibles usés, elle définit les objectifs de sûreté pour le stockage et tente de préciser la terminologie de plusieurs termes que l'on retrouvera dans le glossaire.

Intervention du public

En février 1998, le gouvernement fédéral du Canada a publié les conclusions de la Commission d'Enquête Environnementale* (CEE*), commission indépendante, placée auprès du Ministre de l'Environnement et mise en place pour évaluer le concept générique de stockage géologique dans le granite du bouclier canadien proposé par l'AECL* ainsi que les problèmes généraux de gestion des déchets. L'AECL* a élaboré ce concept, étudié sa faisabilité et évalué sa sûreté depuis 1978. Son élaboration a été soutenue par de nombreuses expérimentations notamment dans le laboratoire souterrain du Lac du Bonnet (URL*). Les conclusions de la CEE*, acquises au terme d'un long

* Terme défini dans le glossaire

processus d'évaluations techniques et de consultations de scientifiques et du public, sont assez tranchées, en ce sens que le projet est reconnu sûr au plan technique mais non au plan social. Il n'est donc pas accepté dans les conditions actuelles car il ne présente pas le niveau d'acceptabilité sociale nécessaire pour répondre au problème de la gestion des déchets nucléaires canadiens par enfouissement. Parmi les recommandations figurent celles de développer un plan de participation du public, de définir un cadre permettant l'évaluation des dimensions éthiques et sociales du concept, de comparer diverses options et finalement de créer une agence fédérale de gestion des déchets radioactifs indépendante de l'AECL* et des producteurs et placée de préférence sous la tutelle du parlement.

3.5.4 Au plan de la réversibilité des stockages

Concernant le problème de la réversibilité du stockage profond, l'OCDE/AEN* et la Commission de l'Union Européenne ont créé des groupes de travail pour poursuivre les réflexions dans ce domaine. Ces deux organisations ont largement diffusé le rapport intitulé " Réflexions sur la réversibilité des stockages " de la Commission à l'ensemble des membres de ces groupes de travail.

La réversibilité des stockages a fait l'objet d'une table ronde au congrès DISTEC (Hambourg – Allemagne) de septembre 1998, avec la participation du Président de la Commission Nationale d'Evaluation. Cette table ronde a permis d'évoquer tous les aspects liés à cette option (scientifique, technique, éthique, sûreté ...) mais aussi l'internationalisation des problèmes du stockage en général.

Dans ce même domaine, l'ANDRA organisera un workshop international sur le thème de la réversibilité des stockages du 25 au 27 novembre 1998 à Paris. La Commission se félicite de cette initiative prise par l'ANDRA.

* Terme défini dans le glossaire

CHAPITRE 4 : L'EVALUATION DES TROIS AXES DE RECHERCHE DE LA LOI

4.1 La séparation-transmutation et les systèmes innovants (axe 1)

4.1.1 La séparation

Après une période de clarification qui s'est étendue sur plusieurs années, les voies de recherches pour la séparation chimique des éléments autres que l'uranium et le plutonium contenus dans les combustibles usés apparaissent maintenant bien définies. Pour autant, elles risquent encore d'être infléchies pour prendre en compte les progrès dans le domaine de la chimie et de la transmutation, ainsi que les exigences de l'entreposage de longue durée ou du stockage des déchets. La lecture des rapports de la Commission permet d'ailleurs de constater, au fil des années, une évolution dans les priorités des sujets abordés.

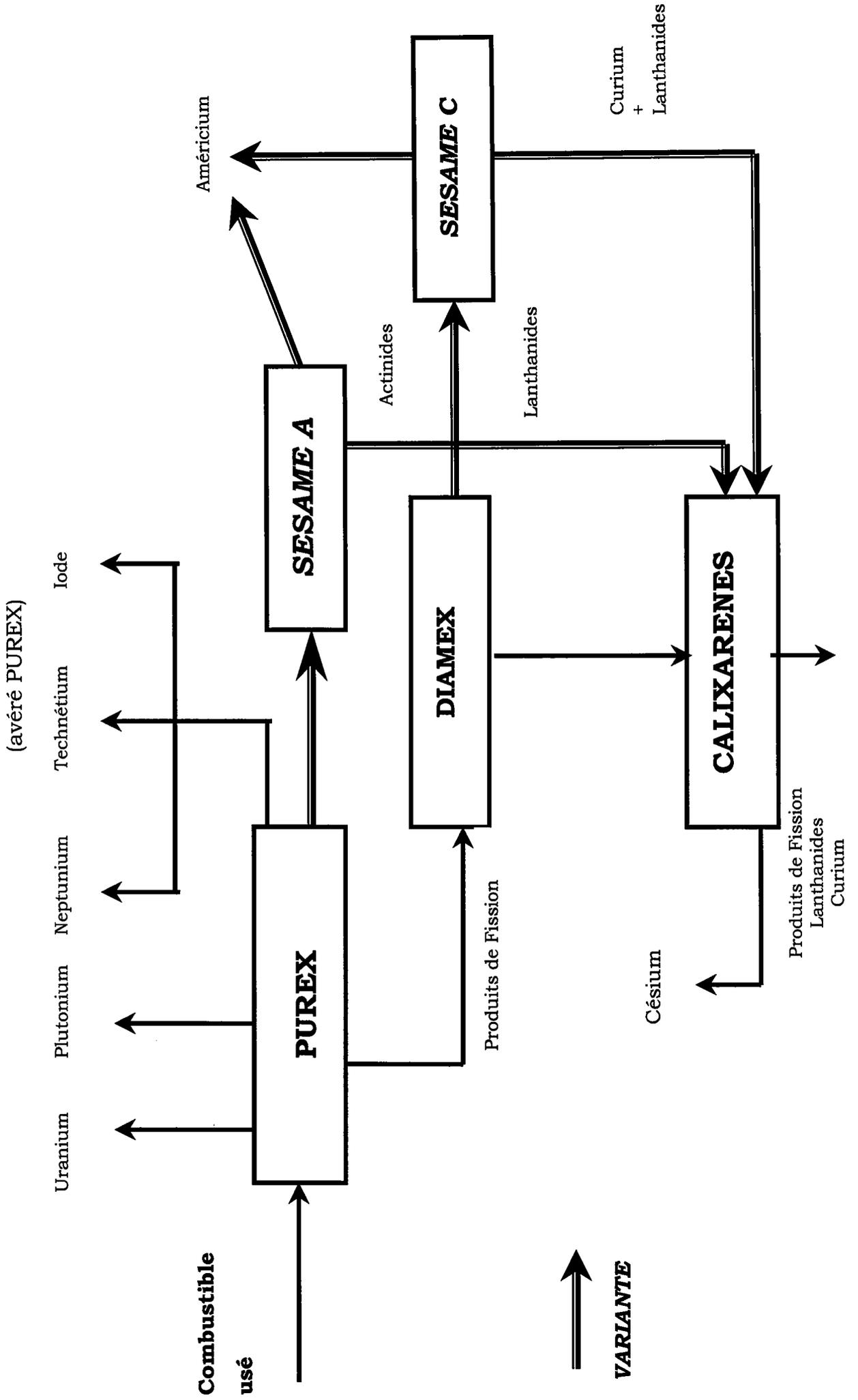
Dans ses précédents rapports, la Commission a souligné les résultats encourageants qui ont permis aux acteurs de la loi, notamment au CEA, de s'orienter dans ces voies. A ces dernières sont associées des programmes et sous-programmes aux noms maintenant connus : programme SPIN* avec ses deux composantes PURETEX* et ACTINEX*, cette dernière se séparant en deux sous-composantes : ACTINEX-séparation et ACTINEX-transmutation. Le programme ACTINEX* ouvre la voie de la transmutation (stratégie S-T*) ou bien des conditionnements spécifiques (stratégie S-C*) des actinides mineurs et de quelques produits de fission à vie longue. Le sous-programme ACTINEX-séparation comporte des étapes dont l'enchaînement est indiqué sur la figure 3.4 du chapitre précédent. Dans ce schéma de référence, l'extension du procédé PUREX* vise la séparation du neptunium et du technétium et l'amélioration de la séparation de l'iode ; le procédé DIAMEX* vise la séparation des actinides (américium et curium) et des lanthanides des autres produits de fission ; le procédé SANEX* vise la séparation des actinides (américium et curium) des lanthanides, le procédé SESAME* dans sa variante B vise la séparation de l'américium et du curium. Enfin, le procédé utilisant les CALIXARENES* vise la séparation du césium des autres produits de fission. Cet enchaînement décrit dans la figure 3.4 constitue actuellement la voie de référence explorée par le CEA. Les variantes par rapport à la voie de référence sont

* Terme défini dans le glossaire

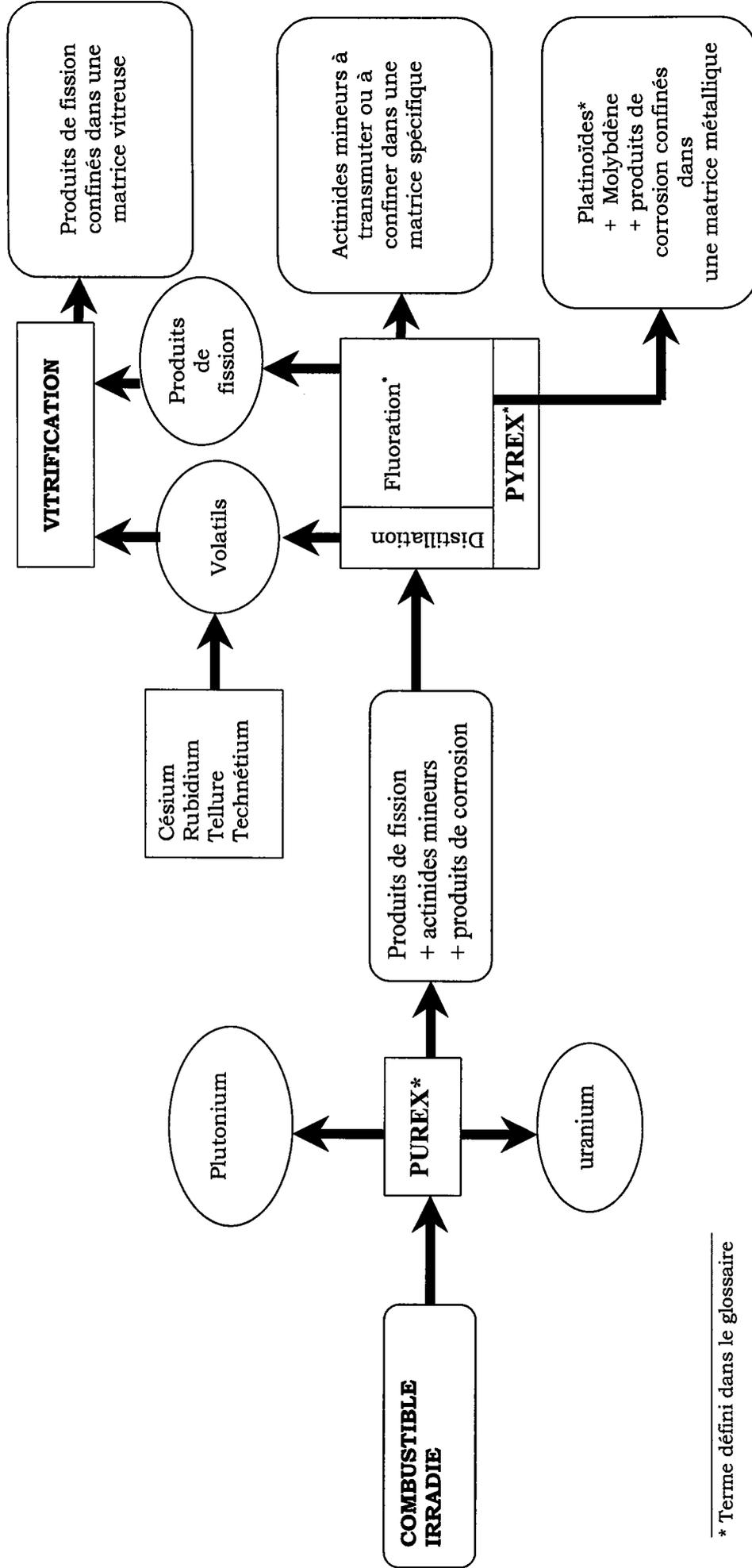
schématisées sur la figure 4.1 ; la première consiste, après l'étape DIAMEX*, à effectuer une séparation directe de l'américium des produits de fission et des lanthanides (SESAME*-C). Enfin, le CEA étudie aussi la possibilité d'extraire directement l'américium de la solution des produits de fission (SESAME*-A). Cette étape apparaît également sur la figure 4.1.

* Terme défini dans le glossaire

FIGURE 4.1 - SEPARATION : VARIANTES AU SCHEMA DE REFERENCE



**FIGURE 4.2 - ETAPES DU PROCEDE PYREX DE TRAITEMENT PYROCHIMIQUE
DES CALCINATS DE PRODUITS DE FISSION**



* Terme défini dans le glossaire

Une voie alternative ne passant pas par les procédés hydrométallurgiques bien connus et basés sur le partage à partir de systèmes constitués d'un solvant organique et d'une solution aqueuse est couverte par le programme PYREX* dont le développement est encore modeste. Ce programme s'adresse aux procédés d'extraction pyrométallurgiques constitués d'un métal fondu et d'un sel fondu ou à d'autres procédés pyrochimiques. Le procédé PYREX* a pour base de départ les calcinats de produits de fission actuels issus du procédé PUREX* pour aboutir à une séparation des constituants en quatre groupes : métaux dont les oxydes sont volatils, métaux nobles, produits de fission et actinides mineurs et enfin les autres radionucléides. La figure 4.2 décrit les étapes et le schéma de principe de ce procédé. Cette voie alternative ne figure pas explicitement dans le plan-programme dans sa version de 1998 et ne fait pas encore l'objet d'un échéancier précis.

Seules les étapes de faisabilité scientifique et technique des programmes ACTINEX*-séparation ont été réajustées et clairement précisées, en accord avec la mise à disposition des moyens techniques. Il faut signaler, à ce stade, que le passage d'une alternative ou d'une variante à l'autre nécessite un travail considérable ; ceci a pour corollaire le besoin de recourir systématiquement aux deux étapes successives que sont la faisabilité scientifique puis la faisabilité technique d'un procédé.

Pour l'instant, beaucoup de recherches menées dans le cadre du programme ACTINEX*-Séparation concernent l'étape de la faisabilité scientifique. Ce sont des recherches de base. Toutefois, en raison des larges missions du CEA, il existe au sein de la Direction du Cycle du Combustible des recherches et des développements plus avancés sur la modélisation et la simulation de procédés de séparation au stade préindustriel, sur leur mise en œuvre à l'aide de solutions actives, sur la technologie et sur l'instrumentation associées. L'expérience acquise dans ces domaines sera transférable pour les démonstrations de faisabilité technique du programme ACTINEX*-Séparation. Cet ensemble de développements devrait permettre le respect des échéanciers consignés dans le plan-programme.

* Terme défini dans le glossaire

Sur ces programmes ACTINEX*-Séparation se greffent quelques études expérimentales ou prospectives pour explorer le retraitement de cibles de transmutation à l'aide de voies hydrométallurgiques ou pyrochimiques afin d'examiner le devenir de produits de fission et d'activation à vie longue résultant de ces opérations.

Les procédés concernés par l'ensemble des études en cours sont caractérisés par la recherche de performances élevées de séparation (récupération et purification), par l'aptitude à une mise en œuvre basée sur des technologies nucléaires maîtrisées pour un déploiement éventuel dès 2006 (par exemple l'extraction par solvant à l'aide d'extracteur centrifuge ou d'une colonne pulsée) et par une faible génération de déchets secondaires.

On examine dans ce rapport les faits marquants de l'année en cours, obtenus pour l'essentiel au CEA. Cet examen est fondé sur les auditions de la Commission et des documents récents fournis par la Direction du Cycle du Combustible à la suite des discussions tenues en séances.

PURETEX* visait et vise à optimiser les conditions du retraitement des combustibles UOX* (et des combustibles MOX*) pour obtenir une réduction des volumes des déchets B (nouveaux procédés dans certaines étapes du procédé PUREX* et dans la décontamination des effluents et déchets technologiques à l'aide d'une stratégie « de tout au verre ») et une uniformisation des colisages (conteneur universel standard). C'est un vaste programme conduit par le CEA et COGEMA dont l'intérêt, au regard des recherches conduites dans le cadre de la loi, réside dans les retombées technologiques qu'il induit pour tous les autres programmes de l'axe 1 et surtout de l'axe 3.

Les recherches ont aussi porté sur une nouvelle gestion des effluents de faible et moyenne activité (FA/MA) orientée vers le remplacement des réactifs sodés actuels utilisés pour le lavage du solvant ou le piégeage de l'iode par des bases organiques incinérables, ainsi que l'élimination du césium et du strontium par des complexants macromoléculaires permettant une extraction ou une nanofiltration. Ces travaux visent, en parallèle, la réduction de la radioactivité et de la charge en

* Terme défini dans le glossaire

sels des rejets liquides à l'aide de techniques diverses (microfiltration, adsorbants minéraux, biosorbants ou biodégradation), et les différents traitements des coques et embouts (décontamination, compactage, fusion, caractérisation à la lixiviation oxydante et mesure des radionucléides). Les procédés plus ciblés s'adressent à la décontamination des cendres d'incinération et des déchets plastiques ainsi que le traitement des composés organiques (pyrolyse, incinération et minéralisation). Le volume de toutes ces recherches est important. Elles sont accompagnées de développements technologiques conséquents qui autorisent à traiter plusieurs kilogrammes de matière par heure. C'est le cas des installations de pyrolyse avec post-combustion par plasma d'arc* ou celles pour l'incinération et la vitrification par plasma d'arc transféré* (voir aussi axe 3 au paragraphe 4 .3).

Selon le calendrier du plan-programme, une nouvelle phase de PURETEX* (PURETEX 2) débute ; elle vise plus particulièrement les problèmes du mutirecyclage du plutonium et implique de prendre réellement en considération le retraitement des combustibles MOX* qui ne présente pas de difficultés identifiées selon l'exploitant. Le programme et le calendrier de cette nouvelle phase n'ont pas encore été présentés à la Commission.

Toutes les recherches liées au procédé PUREX* pour la séparation du neptunium et celles conduites dans le cadre du programme ACTINEX*-séparation ont abouti à l'obtention de résultats complémentaires et/ou nouveaux dont les plus marquants sont examinés dans ce rapport.

En premier lieu, les conditions pour une extraction du neptunium à un taux de 99% en tête du procédé PUREX, c'est à dire en présence d'uranium, ont été définies.

De son côté, la molécule de diamide* utilisée dans le procédé DIAMEX* a été optimisée. C'est le résultat d'un long travail de compréhension des mécanismes d'extraction des actinides et des lanthanides trivalents à l'aide de nombreuses diamides dont certains essais se sont soldés par une coextraction d'éléments indésirables (molybdène, zirconium, fer et ruthénium). Cette optimisation a nécessité aussi des recherches sur la synthèse de molécules suivie de tests comparatifs d'extraction, sur la résistance à l'irradiation et sur l'influence au cours

* Terme défini dans le glossaire

de la séparation des produits de dégradation dus à la radiolyse et à l'hydrolyse. En 1997, des tests sur des solutions simulées non actives ont été réalisés avec la nouvelle molécule. L'un d'entre eux comportant toutes les étapes a conduit à montrer la faisabilité scientifique du procédé à partir duquel on peut se baser pour anticiper les problèmes que l'on pourrait rencontrer lors de la démonstration de la faisabilité technique. Des essais avec des solutions radioactives sont prévus à ITU* (CCR*) et dans l'installation d'ATALANTE* dès qu'elle sera disponible. La dégradation radiolytique des diamides, notamment de la nouvelle molécule, a été étudiée ; les difficultés soulevées par la présence des produits de dégradation des diamides et la coextraction du ruthénium sont en voie d'être résolues.

Pour les procédés SANEX*, les conditions de séparation des actinides et des lanthanides trivalents ont été précisées. La démarche repose sur l'extraction en continu des actinides par des molécules ayant plusieurs atomes d'azote ou de soufre à partir des solutions issues du procédé DIAMEX*. Cette approche s'intègre dans les recherches fondamentales actuelles développées dans le monde pour séparer les actinides des lanthanides (voir annexes 4 et 5 sur les congrès internationaux et les collaborations internationales). Beaucoup de systèmes d'extraction basés sur l'utilisation des molécules azotées et soufrées ont été testés ; certains d'entre eux sont d'ailleurs très complexes. En effet, il faut souvent incorporer aux systèmes biphasiques d'extraction précédents d'autres réactifs qui contiennent des atomes d'oxygène afin d'augmenter la sélectivité de la séparation tout en maintenant un taux d'extraction élevé dans un milieu fortement acide. Ce milieu acide est celui de la solution aqueuse finale issue du procédé DIAMEX*, dite « solution de retour », dans laquelle se trouvent le mélange d'actinides et de lanthanides. Ces configurations d'extraction constituent des systèmes di ou tri-synergiques*.

Concernant les molécules azotées utilisées en association avec d'autres réactifs, constituent finalement un des premiers systèmes appelés CHON* [mélange chimique qui ne comporte que des molécules renfermant des atomes de carbone (C), d'hydrogène (H), d'oxygène (O) ou d'azote (N)] qui a été retenu. Ce système déjà

* Terme défini dans le glossaire

sélectionné et expérimenté dans les années passées est apparu, pour l'instant, comme étant le meilleur. Les molécules azotées utilisables sont nombreuses et l'étude de leurs performances propres est toujours une recherche d'actualité.

Les molécules soufrées, n'appartenant pas au système CHON*, donnent aujourd'hui les meilleurs espoirs de séparation mais au prix de déchets secondaires plus difficiles à gérer. La Direction du Cycle du Combustible s'est rapidement engagée dans ce domaine avec quelques succès grâce à l'adjonction à ces molécules de réactifs complémentaires appropriés.

Une autre voie nouvelle à l'étude est directement associée au procédé DIAMEX*. Elle s'intéresse à la réextraction sélective des actinides présents dans la phase organique qui est constituée d'un mélange d'actinides et de lanthanides. Pour extraire sélectivement les actinides, il faut soit modifier la phase organique par l'ajout d'un chélatant*, soit modifier la phase aqueuse par ajout de complexant*. Les deux cas nécessitent des conditions d'acidité très faible. Cependant dans le second cas, l'ajout des réactifs complexants peut s'effectuer directement sur la solution aqueuse dite de « retour du procédé ». La faisabilité scientifique de ces études récentes, auxquelles est associé le sigle PALADIN*, est prévue pour 2001.

Cette nouvelle voie, qui ne figure pas encore sur la figure 4.1, pourrait s'adresser directement à la solution de produits de fission et d'actinides mineurs issue du procédé PUREX*. En combinant les propriétés extractantes des diamides, des chélatants phosphorés ainsi que les propriétés complexantes de certains complexants de type CHON*, on pourrait ainsi séparer spécifiquement l'américium et le curium mais également certains produits de fission à vie longue. Cette voie très élégante combine tous les acquis des études précédentes de chimie séparative.

Le procédé SESAME* dédié aux études relatives à l'oxydation puis à l'extraction de l'américium a bien progressé. Parmi les différentes variantes de procédés regroupés sous le sigle SESAME*, le procédé qui consiste à extraire l'américium oxydé au degré d'oxydation 6 à partir de la solution de « retour du procédé » issue du procédé DIAMEX* est le procédé SESAME* C, qui est décrit dans la figure 4.1. Après extraction, la solution résiduelle renferme un mélange de lanthanides et de curium. Les difficultés inhérentes à ce procédé sont comparativement moindres que celles liées à l'extraction directe à partir des solutions de produits de fission issues du

* Terme défini dans le glossaire

procédé PUREX* (SESAME* A de la figure 4.1). L'extraction de l'américium est encore plus aisée à partir des solutions qui ne renferment que de l'américium et du curium et qui sont obtenues après la mise en œuvre successive des procédés DIAMEX* et SANEX*. C'est le schéma SESAME* B présenté dans la figure 3.4. Pour cette variante de procédé, les conditions d'oxydation électrochimique en présence d'argent et d'hétéropolyanions* ainsi que l'extraction à l'aide d'extracteurs centrifuges de l'américium hexavalent en présence de TBP*, solvant utilisé dans le procédé PUREX*, ont été définies à partir de tests de laboratoires. A condition d'oxyder préalablement le cérium puis de l'extraire, on devrait arriver, à partir de la solution résultante, à obtenir une séparation de l'américium légèrement contaminé avec des lanthanides à un taux de 99%. Les résidus des extractions seraient envoyés ensuite vers la vitrification. La faisabilité scientifique de ce procédé est prévue pour l'an 2000.

Les études de séparation du césium dans les produits de fission ont connu un renouveau. Le schéma de référence (figure 3.4) consiste à présent à effectuer l'extraction du césium des solutions dans lesquelles les actinides et les lanthanides ont été extraits au préalable à l'aide du procédé DIAMEX*. Les propriétés d'extraction sélective du césium à partir de milieux très acides et la résistance à l'irradiation des calixarènes* (ou éthers couronnes*), molécules qui sont utilisées pour cette extraction, sont maintenant bien établies. Après avoir retenu la technique d'extraction par solvant à l'aide d'extracteurs centrifuges, le problème à résoudre est de trouver une nouvelle molécule extractante soluble dans un diluant aliphatique* qui possède les propriétés physiques convenables (densité, viscosité, inflammabilité). Il faut, en effet, obtenir une bonne séparation des phases aqueuses et organiques, sans provoquer l'apparition d'une troisième phase sous forme d'une émulsion. En attendant d'y parvenir, des essais avec des mélanges de diluants acceptables ont été conduits avec la molécule utilisée habituellement pour tester en laboratoire les rendements d'extraction ; ces essais ont conduit à des résultats conformes aux prévisions. La faisabilité scientifique du procédé est prévue vers 2001 car il reste à résoudre les problèmes de production en quantité de molécules adéquates puis de tester leur résistance à l'irradiation.

Toutes ces recherches sont supportées par des études expérimentales (structure des complexes en solution) et théoriques (chimie quantique et modélisation moléculaire). Ces études, rapidement interactives, visent à comprendre les

* Terme défini dans le glossaire

mécanismes particulièrement complexes qui interviennent notamment dans la mise en œuvre des procédés SANEX*. Elles se déroulent dans la Direction du Cycle du combustible ainsi que dans le cadre des travaux du GdR PRACTIS*. Toute une panoplie de techniques d'extraction fines est ainsi mise en œuvre afin de mettre au point ces procédés.

Les études pour le retraitement des cibles dites ACTINEX* (en référence au programme ACTINEX-transmutation) ont débuté. La transmutation des actinides implique d'utiliser des cibles spécifiques dont les caractéristiques mécaniques et physico-chimiques requises pour les futurs systèmes d'incinération ne sont pas toujours compatibles avec un retraitement aisé capable de favoriser un recyclage des actinides. Dans le cas de l'utilisation des systèmes à neutrons thermiques et d'un recyclage hétérogène*, ces cibles pourraient être des céramiques*. Pour la transmutation dans les systèmes à neutrons rapides, il pourrait s'agir de combustibles très riches en plutonium, avec ou sans uranium, à base de métal, de nitrures, ou de céramiques et cela quel que soit le mode de recyclage envisagé. Toutes ces cibles sont, en général, peu solubles si l'on utilise un retraitement basé sur l'hydrométallurgie car elles peuvent conduire après irradiation à la formation d'éléments insolubles en milieu nitrique. Pour l'instant, seule la dissolution de combustibles à base d'oxydes mixtes (jusqu'à 45% de plutonium) dans l'acide nitrique est à l'étude. Pour les autres cibles, les difficultés ont été identifiées. Ces études sont conduites par la Direction du Cycle du Combustible en collaboration avec la Direction des Réacteurs Nucléaires du CEA.

Enfin, quelques résultats nouveaux de pyrochimie ont été présentés à la Commission qui avait attiré l'attention, dans son dernier rapport, sur les potentialités de la chimie en sels fondus pour effectuer des séparations de radionucléides à partir des combustibles. Les acquis portent sur l'extraction d'éléments tri et divalents représentatifs des actinides et des produits de fission par un alliage de zinc et de magnésium dans des milieux de fluorures fondus. Ces études sont modestes mais elles sont conduites dans des conditions réalistes et il est prévu de les étendre pour traiter, éventuellement, deux problèmes importants pour l'avenir : la reprise des calcinats de produits de fission en milieu fluorure (procédé PYREX*) et le traitement de cibles d'irradiation (cibles dites ACTINEX*) à l'aide de divers sels fondus. Des essais devraient avoir lieu sur des calcinats en 1998. Bien qu'il existe une certaine expérience du retraitement de matière

* Terme défini dans le glossaire

radioactive en sels fondus au niveau international et que des collaborations soient possibles, de nombreux points devront encore être examinés. Par ailleurs, des études préliminaires fondamentales devront être entreprises pour poursuivre ces recherches dans l'objectif de cibler les applications potentielles pour les besoins des études réalisées dans le GdR GEDEON*.

Des informations sur ATALANTE* 1 et 2 (investissements, personnels et utilisations des laboratoires alpha et cellules blindées) ont été fournies à la Commission ; celle-ci constate que le CEA disposera à la fin 1998 (sous réserve des autorisations administratives) d'un ensemble quasi complet de moyens techniques lourds. Ils permettront une expérimentation pour les études de base des procédés de séparation pour les combustibles et les cibles de transmutation ; de plus, ces moyens aideront à développer le traitement des déchets ainsi que les recherches sur des produits radioactifs renfermant des émetteurs alpha. En 1999-2000, les services analytiques et des cellules pour travailler sur des combustibles irradiés seront mis à la disposition des chercheurs ; ces moyens seront complétés par la suite pour permettre de réaliser les essais sur l'ensemble des étapes des procédés d'extraction, d'abord uniquement sur les actinides (émetteurs alpha) puis sur des solutions réelles issues de la dissolution des combustibles ; ces étapes intégreront également les conditionnements des déchets. En principe, en 2002, ATALANTE*1 et 2 devraient être opérationnels pour accueillir environ 250 chercheurs. Les travaux pour la réalisation de ces installations ont commencé en 1984 ; ATALANTE* 1 a été mis en actif en 1994 et ATALANTE* 2 devrait être mis en exploitation en 1998. La Commission a visité ces installations le 30 janvier 1998.

Conclusions et recommandations

La Commission prend acte de la prise en compte de ses différentes recommandations concernant la séparation des actinides et des autres radionucléides. Elle constate que les recherches sont engagées sur des voies dont on peut espérer par la suite des applications scientifiques et industrielles. Certaines étapes de faisabilité sont déjà en voie de confirmation et d'autres sont prometteuses. La Commission encourage les acteurs de la loi à approfondir les recherches les plus avancées et à poursuivre activement les recherches très prospectives.

* Terme défini dans le glossaire

La Commission constate, qu'en quelques années, l'avance dans le domaine des études sur le retraitement poussé a été significative. L'effort consenti doit être poursuivi et amplifié. En effet, comme la Commission l'a souligné, la chimie séparative reste une des clés de la mise en œuvre de l'application des recherches des axes 1 et 3 de la loi.

Les études sur la séparation des radionucléides sont conduites sur plusieurs fronts en recherchant les conditions adéquates pour parvenir à des performances remarquables, qui pourront vraisemblablement être atteintes. Ces avancées sont conformes aux objectifs de la loi qui laisse ouvert d'ici 2006 l'éventail de toutes les orientations dans les trois axes. En particulier, l'attente de décisions sur un engagement dans la voie de la transmutation et de ses orientations, ainsi que sur les possibilités de stockage profond impose, la flexibilité dans les choix des procédés de séparation ; pour l'assurer, la recherche de base dans ce domaine reste donc très ouverte.

Toutefois, comme la Commission l'avait recommandé dans son dernier rapport, il conviendrait de sélectionner le plus rapidement possible quelques scénarios de transmutation qui permettraient de voir jusqu'à quel degré il faudrait, par exemple, séparer les actinides entre eux et/ou d'avec les lanthanides et jusqu'à quel degré il faudrait pousser la décontamination des éléments séparés. Il conviendrait aussi de lister définitivement quels radionucléides ne seront jamais transmutables avec des rendements suffisants. De même, la hiérarchisation des radionucléides au regard des performances de rétention des barrières d'un stockage et des critères sanitaires devrait être effectuée dans les meilleurs délais. La Commission est consciente que ce travail est en cours, elle recommande néanmoins qu'une attention particulière soit portée à ces points.

L'état de la situation des recherches de séparation appelle, en outre, deux remarques.

- La séparation du césium est réalisée dans un objectif de réduction de l'impact radiologique du césium-135 aux exutoires d'un stockage ; si elle est mise en œuvre, le césium-137 est extrait en même temps et il en résulterait une diminution du dégagement thermique des solutions de produits de fission et par là même, de celui des déchets vitrifiés. Un autre radionucléide, le strontium-90, contribue également au dégagement thermique. Il conviendrait donc d'examiner l'intérêt qu'il y aurait à le séparer. Dans l'affirmative, il conviendrait de réactiver les recherches pour l'extraire dans une étape se situant au même niveau que l'extraction du césium ou de les séparer dans une même étape. La séparation de ces deux éléments diminuerait la durée de l'entreposage pour la décroissance thermique des verres ou faciliterait aussi l'entreposage des matières en attente de reprise comme les calcinats de produits de fission. En revanche, l'extraction spécifique conduirait à entreposer le strontium pour

une décroissance thermique, puisque la période du strontium-90 ne justifie pas comme celle du césium-135 un conditionnement spécifique. C'est l'une des options qui a été retenue dans le programme OMEGA* au Japon.

La Commission recommande d'évaluer cette option et, si elle était retenue, de lui présenter le programme de recherche et le calendrier y afférent.

La décision de promouvoir, peut-être au niveau européen, un démonstrateur pour les systèmes hybrides* implique que les recherches sur le recyclage des cibles de transmutation soient conduites en parallèle avec celles menées pour le développement sur les matériaux, déjà inclus dans les projets du GdR GEDEON*. Cela conduit à considérer attentivement l'apport particulier des procédés pyrochimiques et pyrométallurgiques par rapport aux procédés hydrométallurgiques pour le traitement des cibles. A cet égard, il conviendrait d'examiner si la voie de la pyrochimie dans laquelle le CEA s'est engagé permettrait d'effectuer le traitement de futures cibles prévues pour les expériences d'incinération.

La Commission pense que pour développer une stratégie faisant suite aux recherches de l'axe 1, même si celle-ci se profile pour l'avenir lointain, il convient de renforcer rapidement les études de pyrochimie. La Commission constate que le programme qui lui a été présenté mérite d'être clarifié en fixant les principales priorités des recherches ; elle souhaite aussi être informée sur les échéances envisagées pour des faisabilités scientifiques et techniques de séparations par voie pyrochimique ainsi que sur la coordination avec le GdR GEDEON. En effet, deux domaines de recherche au moins semblent pouvoir bénéficier des développements : celui du traitement rapide de cibles très actives et celui du traitement des calcinats de produits de fission.*

4.1.2 La transmutation et les systèmes innovants

4.1.2.1 Le contexte national

Le contexte national des recherches à mener sur l'axe 1 s'est précisé depuis le rapport n°3 de la Commission Nationale d'Evaluation publié en septembre 1997, à travers les faits marquants suivants :

* Terme défini dans le glossaire

- l'arrêt de Superphénix* et la remise en service de Phénix*,
- le rôle joué par la Direction de la Technologie du MENRT* dans la définition d'une stratégie de recherche relative aux systèmes hybrides* de transmutation de corps à vie longue (actinides, certains produits de fission à vie longue),
- la mise en place, au niveau des gouvernements, d'un groupe tripartite (Espagne, France, Italie) en vue de la réalisation en commun d'un démonstrateur de système hybride* de puissance modeste,
- la publication par l'Office parlementaire (OPECST)* de deux rapports touchant à l'axe 1 (Rapport de Monsieur le Député Birraux, Rapport de Messieurs les Députés Bataille et Galley).

Le Gouvernement a confirmé en 1998 l'arrêt de Superphénix* et par voie de conséquence de la partie des volets 2 et 3 du PAC* (Programme d'Acquisition des Connaissances spécifique à ce réacteur) qui concernait l'axe 1. Rappelons qu'il s'agissait dans le cadre du PAC 2* d'étudier le passage de la surgénération à la consommation de plutonium, d'une part, par suppression des couvertures radiales et axiales contenant l'uranium fertile et, d'autre part, par insertion d'assemblages de type CAPRA* à forte teneur en plutonium dans l'environnement réel d'un réacteur de taille industrielle. Quant au PAC 3* il concernait l'étude " post-mortem " du comportement d'aiguilles chargées en actinides mineurs ayant subi des irradiations prolongées dans Superphénix. Le redémarrage du réacteur Phénix a permis aujourd'hui de construire un programme expérimental d'irradiation jusqu'en 2004 pendant au moins 700 JEPP* ; une liste d'irradiations est présentée par le CEA dans le plan- programme des recherches 1998-2006 et les différents essais sont précisés dans la figure 4.3.

Le deuxième fait marquant est l'implication directe depuis la fin de 1997 de la Direction de la Technologie du MENRT* dans la définition d'une stratégie de recherche relative aux systèmes hybrides et à ce que pourrait être la contribution française à un cahier des charges d'un démonstrateur. Comme décrit dans le troisième rapport de la Commission, un système hybride* associe un réacteur sous-critique contenant les corps que l'on veut transmuter ou fissionner à un accélérateur de protons de puissance élevée (typiquement quelques dizaines de MW suivant les projets) qui produit par spallation dans une cible épaisse constituée

* Terme défini dans le glossaire

d'un matériau de Z élevé (plomb par exemple) les neutrons nécessaires à l'entretien des réactions en chaîne dans les assemblages sous-critiques. Sous l'égide de la Direction de la Technologie du MENRT* a été ainsi constitué en octobre 1997 un groupe de travail inter-organisme CEA-CNRS avec la participation active de représentants de EDF et de Framatome*. Les premières réflexions de ce groupe de travail ont été présentées à la Commission lors de l'audition du 26 février 1998 et le rapport final est actuellement en cours de rédaction.

En prolongement des travaux de ce groupe de travail, a été constitué un comité tripartite de personnalités scientifiques entre l'Espagne, la France et l'Italie, nommées par les ministères chargés de la recherche de ces pays. Un comité technique chargé de faire des propositions à ce comité a été ensuite désigné. Présidé par C.Rubbia, il est chargé d'établir les critères techniques pour la construction d'un démonstrateur à vocation européenne, d'identifier les thèmes à étudier, de proposer un calendrier et les moyens nécessaires. A ce jour (septembre 1998) deux réunions de ce comité tripartite ont déjà eu lieu.

L'Office parlementaire a publié deux rapports qui concernent l'axe 1. Le rapport de Monsieur le Député Birraux du 2 avril 1997, faisant état de l'audition de C.Rubbia du 21 novembre 1996 (voir rapport n° 3), recommandait alors que la transmutation soit vigoureusement abordée en France, ce qui semble aujourd'hui le cas. Le récent rapport de Messieurs les Députés Bataille et Galley daté du 11 juin 1998 est consacré aux problèmes de l'aval du cycle nucléaire. Il prend acte de la solution engagée actuellement et qui est fondée sur le monorecyclage du plutonium suivi, après une période d'entreposage, d'un éventuel stockage profond de combustibles MOX*. Il est en revanche beaucoup plus réticent vis à vis de l'axe 1 dont il recense toutes les difficultés (par exemple coûts, lenteur du processus). Dans son 3ème rapport, la Commission considérait à l'instar de certaines équipes de recherche à l'étranger (voir annexe 4), que les systèmes hybrides* devraient permettre dans certaines configurations de détruire les corps à vie longue de manière en général plus efficace que les réacteurs critiques, et qu'aujourd'hui il se construit un consensus en Europe autour de cette voie.

* Terme défini dans le glossaire

FIGURE 4.3 - IRRADIATIONS EXPERIMENTALES DANS PHENIX
(source : CEA, juillet 1998)

			1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	Objectifs	Durée (jours effectifs)
Spectre* AVAL DU CYCLE											
Endommagement matrices											
MATINA 1A-1bis	R	Capsule	—		—					60 dpa	430
MATINA 2	R	Capsule			—			→		90 dpa	960
MATINA 3	R	Capsule				—		→		60 dpa	640
EPIFIX	R	Capsule				A confirmer		→		50-80% τ fission	~ 800
Optimisation cible et assemblage hétérogène											
CAMIX (DMC 2)	M	Capsule					→	→		30% τ fission	~ 640
COCHIX (DMC 2)	M	Capsule					→	→		30% τ fission	~ 640
ECRIX B (DMC 1)	M	Capsule			—			→		30% τ fission	> 960
ECRIX H (DMC 2)	M	Capsule			—		→			30% τ fission	~ 640
MODIX	R	Capsule				—		→		60 dpa	640
Recyclage homogène											
METAPHIX 1	R	Capsule			—					1 at %	100
METAPHIX 2	R	Capsule				→				6,2 at %	580
METAPHIX 3	R	Capsule				→		→		9,5 at %	960
Incinération PF											
ANTICORPS 1 (DMC 2)	M	Capsule			—			→		15% τ transmutation	1150
ANTICORPS 2 (DMC 2)	M	Capsule				→		→		à définir	~ 640
Données neutroniques											
PROFIL - R	R	Ass.			→					1,5 cycles	290
PROFIL - M (DMC 1)	M	Capsule				→				1,5 cycles	290
MATERIAUX											
Austénitique avancé 15/15 Ti, AIM1, Bas Cr											
OLIPHANT 1bis (D4)		Capsule	—							140-150 dpa	190
BACCHUS 2		Ass.						→		140-160 dpa	> 920
Ferritique-Martensitique EM 12, ODS, EM 10, Bas Cr, T91											
ANDROMEDE		Capsule			→					135-160 dpa	380
ANDROMEDE bis		Capsule						→		> 200 dpa	580
SUPERNOVA 1		Capsule	—							60 dpa	190
ANTARES		Capsule				→				150-240 dpa	960
CAPRA											
CAPRIX 1		Capsule	—							~ 6 at %	190
CAPRIX 1B		Capsule				→				~15 at %	430

* : R = spectre rapide - M = spectre localement modéré

4.1.2.2 Les recherches de base sur les systèmes hybrides*

Les recherches de base concernant le programme de transmutation de l'axe 1 ont été présentées à la Commission lors des auditions du 9 septembre 1997 sous l'angle des collaborations internationales, et du 26 février 1998 pour celles menées directement en France. La Commission a également pris connaissance du rapport d'activité de 1997 du CEA relatif aux études de transmutation.

Il est apparu, lors de l'audition du 26 février 1998 consacrée exclusivement à l'axe 1, que le Groupement de Recherche (GdR) GEDEON* était devenu en 1997 le cadre privilégié dans lequel se déroulaient entre le CEA, le CNRS et EDF les recherches de base sur les systèmes hybrides*, rejoignant ainsi le souhait exprimé par la Commission dans son troisième rapport. Ce GdR* a été de plus élargi à de nouvelles unités de recherche du CEA et du CNRS, ainsi qu'à Framatome* qui devient le quatrième partenaire de ce Groupement.

Dans le domaine de la physique nucléaire de la cible de spallation, les résultats les plus marquants concernent les mesures obtenues auprès de l'accélérateur Saturne*, arrêté fin 1997, et de l'installation de GSI* à Darmstadt (Allemagne), ainsi que le développement des codes de simulation qui s'y rattachent, notamment à travers le projet SPARTE* du CEA. Ces résultats qui auront un prolongement en 1998 et 1999 auprès d'autres installations sont indispensables pour la conception technique d'une telle cible et pour évaluer les performances d'un système hybride* (puissance thermique, radioprotection, dommages à la fenêtre et aux matériaux de structure de la cible et le caloporteur à base de plomb ...). Il en est de même des études neutroniques de cœur sous-critique menées conjointement à Cadarache sur la maquette MASURCA*. Il s'agit ici d'une collaboration extrêmement fructueuse entre physiciens nucléaires qui apportent leur savoir-faire dans le domaine de la détection et de la production de neutrons (générateur intense GENEPI* de neutrons pulsés de 14 MeV conçu et construit à l'ISN* de Grenoble) et les spécialistes de la physique des réacteurs et de la neutronique de Cadarache et d'ENEA* (Italie).

Par ailleurs, un autre aspect très important et décisif si l'on quitte les études " conceptuelles " pour entrer dans une phase de faisabilité technique et industrielle a été pris en compte en 1997 ; il s'agit des recherches sur les matériaux en relation

* Terme défini dans le glossaire

avec les systèmes hybrides*. La mise en œuvre de cibles de spallation et éventuellement de caloporteurs à base de plomb dans un champ de rayonnement neutronique plus dur que celui rencontré dans les réacteurs à fission critiques et de protons de haute énergie constitue un enjeu scientifique et technique pour les systèmes hybrides*. La communauté scientifique a été mobilisée à l'occasion d'un atelier spécifique en septembre 1997 et la constitution de groupes thématiques CAMELL* entre des chercheurs spécialisés dans les matériaux du CEA et du CNRS. Le Conseil Scientifique de GEDEON* a également été élargi à deux experts de cette discipline (M. G. MARTIN et M. Y. BRECHET) et un programme commun CEA-CNRS est aujourd'hui formulé dans un rapport interne (juillet 1998) qui devra être soumis au prochain Conseil Scientifique de GEDEON en novembre 1998.

Une autre recherche de base pour la transmutation concerne les données nucléaires (sections efficaces de capture et de fission) spécifiques à la transmutation (noyaux à vie longue peu étudiés tel que technetium-99 et iode-129, noyaux lourds autour du thorium, actinides mineurs). On peut citer à cet égard deux types d'étude :

- la première, menée par des physiciens de la Direction des Sciences de la Matière (DSM*) de Saclay, visant à évaluer la possibilité de détruire l'américium-241 en neutrons thermiques en utilisant le processus de double capture* sous haut flux. La mesure de la section efficace* de capture sur l'américium-242 a été réalisée dans le réacteur à haut flux (RHF*) de l'ILL* à Grenoble et a permis de trancher entre des données divergentes issues de banques de données nucléaires. Cette mesure indique la faisabilité de la destruction de l'américium-241 dans des flux de neutrons thermiques supérieurs à quelques 10^{15} n/sec/cm² (neutrons par seconde par centimètre carré).
- la deuxième ligne de recherche, menée à l'ISN* de Grenoble, dérive de la méthode TARC*, développée au CERN* par le groupe de Carlo RUBBIA. Elle consiste à utiliser un massif de plomb comme spectromètre de ralentissement pour mesurer des sections efficaces semi-intégrales* de certains produits de fission à vie longue et d'actinides dans le domaine d'énergie de neutrons de 1 eV à 30 keV. Bien que limité à ce domaine et de résolution modeste, cette

* Terme défini dans le glossaire

méthode, testée avec succès sur des corps de sections efficaces bien connues, est prometteuse parce qu'elle ne nécessite que de faibles quantités de matière pour prévoir les performances de transmutation.

En parallèle à ce programme expérimental, GEDEON* a organisé en 1997 deux ateliers, l'un sur les matériaux à Paris et l'autre sur les études d'impact et de scénarios à Cadarache, auxquels participèrent une centaine de chercheurs du CEA et du CNRS et des chercheurs étrangers (par exemple des spécialistes russes de réacteurs au plomb ont été invités à parler au premier atelier CAMELL*). Au plan des moyens, GEDEON* a soutenu ponctuellement certaines actions spécifiques en apportant un complément modeste à ce qui est consenti par les organismes en personnel, infrastructures de laboratoires et équipement. En 1997 et 1998, chacun des trois partenaires (Framatome ne participera effectivement au Conseil de Groupement qu'en décembre 1998) ont apporté à GEDEON* une contribution annuelle de 600 kF. L'effort de recherche est de l'ordre de 50 hommes/an pour chacun des deux organismes (CEA-CNRS). Les moyens spécifiques du CNRS à GEDEON* (y compris la contribution de 600 kF décidée par le Conseil de Groupement de GEDEON) proviennent du programme PACE* relatif au cycle électronucléaire (3 800 kF en 1997).

4.1.2.3 Le projet de démonstrateur de système hybride*

Il n'existe actuellement au monde aucun système hybride* de puissance significative, constitué d'un réacteur sous-critique assisté par un accélérateur. En revanche fonctionnent déjà des composantes élémentaires d'un tel système (accélérateur, cible de spallation, réacteur) mais avec des paramètres (intensité de faisceau, puissance thermique) très en deçà de ce qui est envisagé pour la transmutation en raison d'objectifs différents. Par ailleurs, la technologie du plomb-bismuth liquide, envisagée comme cible ou comme caloporteur, a été utilisée à une échelle significative en Russie, comme caloporteur, dans des réacteurs de la propulsion navale, comme cela est apparu dans plusieurs conférences récentes. Le couplage de toutes ces composantes pour réaliser un démonstrateur de système hybride* de puissance modeste (de l'ordre de 100 - 200 MWth) apparaît comme une étape indispensable pour étudier tous les aspects techniques nouveaux que ne manqueront pas de poser de tels systèmes et pour établir les performances de

* Terme défini dans le glossaire

fonctionnement et de transmutation, en les confrontant aux études théoriques qui représentent jusqu'à présent l'essentiel de l'activité des laboratoires dans le domaine des systèmes hybrides*.

Bien que le rapport définitif du groupe de travail de la Direction de la Technologie du MENRT* ne soit pas encore parvenu à la Commission, celle-ci a eu connaissance du projet de rapport sous la forme d'une présentation. Celui-ci propose des orientations pour les études de systèmes hybrides* en France, c'est-à-dire son cahier des charges, et identifie les options techniques envisagées ainsi que la recherche et le développement à mener pour un tel démonstrateur. Cette recherche concerne, selon les propres termes de ce projet de rapport :

- le développement des accélérateurs de haute intensité,
- l'acquisition de données de base et d'outils de calcul pour la modélisation physique de la spallation et la conception neutronique de cœurs sous-critiques,
- le recensement des technologies à mettre en œuvre pour la fenêtre de l'accélérateur, la cible de spallation et le cœur sous-critique,
- la maîtrise du comportement des matériaux de structure soumis à de haut flux de neutrons rapides,
- le choix et la mise en œuvre d'un caloporteur lourd,
- les études de concepts et systèmes visant à évaluer l'incidence des grandes options techniques des systèmes hybrides* sur leur capacité de transmutation,
- les technologies spécifiques à développer pour le combustible et le cycle.

Ce projet de rapport met en avant l'importance des options de sûreté nouvelles qu'il conviendra d'examiner le plus en amont possible avec les spécialistes de sûreté et les autorités réglementaires. Par ailleurs, s'insérant dans une stratégie à long terme, un tel démonstrateur devra être *“ assez flexible pour accommoder plusieurs types de combustibles solides, plusieurs niveaux de sous-criticité, pour se placer dans divers types de cycles correspondant à des stratégies qu'on ne peut aujourd'hui préciser davantage (mais seulement identifier ”)*. Il met l'accent sur la nécessité de poursuivre les efforts sur d'autres options non retenues pour ce démonstrateur mais pouvant s'avérer intéressantes à terme, comme l'utilisation d'un caloporteur au gaz ou d'un combustible à sel fondu.

* Terme défini dans le glossaire

Le groupe de travail a retenu les options de base suivantes pour un tel démonstrateur :

- un accélérateur linéaire de faisceau de l'ordre de 5 mA à 1 GeV ou 25 mA à 500 MeV,
- une cible de spallation* distincte du circuit du caloporteur de plomb-bismuth, fenêtre et structures en acier martensitique* à 9% de chrome,
- un réacteur sous-critique à neutrons rapides refroidi par un métal liquide à base de plomb (de préférence plomb-bismuth) de l'ordre de 200 MWth,
- un combustible solide oxyde de type U-PuO₂ (oxyde mixte uranium-plutonium),
- le respect du principe des trois barrières de confinement.

Ce rapport, dans sa version définitive, doit constituer le support de la contribution française à un projet de démonstrateur européen, discuté dans le cadre du groupe de travail trinational (Espagne, France, Italie) ; il comporte le calendrier suivant, extrait du projet de rapport :

- 1998-2000 : Choix d'options et préparation d'un dossier de motivation pour le lancement d'un projet,
- 2000-2002 : Etude de faisabilité d'un démonstrateur/Dossier d'options de sûreté,
- 2002 : Dossiers réglementaires pour la création d'installation,
- 2003-2006 : Etude de définition/Etudes détaillées,
- 2006-2010 : Construction,
- à partir de 2010 : Mise en service et essais de fonctionnement, et expérimentation de combustibles pour la transmutation (actinides mineurs, produits de fission à vie longue).

* Terme défini dans le glossaire

En revanche, aucune programmation budgétaire n'est prévue à ce jour pour un tel programme, dont l'évaluation financière est à peine ébauchée, si ce n'est pour la réalisation de la tête IPHI* de l'accélérateur, étudiée en commun par la Direction des Sciences de la Matière du CEA et l'IN2P3,* et pour le programme de recherche sur les matériaux relatif à la fragilisation et à la corrosion.

La Commission constate avec satisfaction que les acteurs de la recherche se mobilisent sur un programme d'étude des systèmes hybrides et ont pu, sous l'égide de la Direction de la Technologie du MENRT*, explorer toutes les facettes de la construction d'un démonstrateur à vocation européenne ; un important effort d'analyse exhaustive a ainsi été fourni, incluant les aspects de sûreté et proposant un calendrier de réalisation. Ce dernier est cohérent avec la date butoir de 2006, dans la mesure où il prévoit une construction techniquement possible à cette date, construction qui pourrait alors faire l'objet d'une décision politique au même titre que d'autres sujets, tels que la création d'un site de stockage. Il serait souhaitable que soit entrepris d'ici 2006 des tests sur les " briques élémentaires ", notamment l'accélérateur de haute intensité, qui est en tout état de cause un projet intéressant en soi et dont l'étude est déjà largement engagée en France. Il en est de même de la cible de spallation, de la fenêtre ainsi que des points critiques concernant les matériaux (irradiations à Phénix - voir plus loin, études de fragilisation et de corrosion). Tout ceci suppose un engagement financier.*

A cet égard, la Commission souhaite recevoir l'information à caractère financier et organisationnel (qui fait quoi) dans la perspective de la réalisation d'un tel démonstrateur dans le cadre d'un effort européen. Il serait dommage que, face à nos partenaires, la France apparaisse trop générique et pas assez concrète dans la proposition et la réalisation d'un tel démonstrateur, alors qu'elle est de loin la plus concernée en raison de l'ampleur de son programme nucléaire, de son expertise et du cadre fixé par la loi du 30 décembre 1991.

* Terme défini dans le glossaire

4.1.2.4 Les autres recherches relatives à la transmutation

Lors de l'audition du 26 février 1998, le CEA a présenté des scénarios de transmutation et leur modélisation, étudiés dans le cadre du segment SPIN* du 4ème programme commun de recherche et développement (PCRD*) ou conjointement avec EDF. Pour l'essentiel, il s'agit d'études sur l'évolution de l'inventaire dans le cycle des matières nucléaires, notamment du plutonium, et de celle des quantités de corps à vie longue accumulées dans les déchets, pour divers scénarios d'introduction de systèmes incinérateurs ou isogénérateurs dans un parc de réacteurs électrogènes. Ceci conduit toujours à la définition d'un parc à l'équilibre de puissance constante donnée (par exemple 60 GWé). Ces résultats sont dans le prolongement de ce qui a déjà été présenté à la Commission ; ils prennent aussi en compte, ce qui est nouveau, des scénarios de décroissance lente du nucléaire, à partir de l'équilibre, s'accompagnant d'une réduction des inventaires d'actinides. Le CEA envisage pour 2001 de détailler ces études d'impact pour certains scénarios sélectionnés.

Par ailleurs, l'incinération dite "once-through*" de l'américium dans un réacteur RNR* a été présentée d'une manière détaillée sous l'angle du bilan matière. Tous ces travaux montrent l'importance des constantes de temps (gouvernées par le produit des sections efficaces et du flux), des performances de séparation et de la possibilité de trouver des matériaux de gainage capables de supporter des fluences importantes associées à la mise en œuvre de l'incinération "once-through*".

Les conditions et les performances de la transmutation en réacteur de produits de fission à vie longue tels que le technétium-99 ou l'iode-129 ont été présentées cette année par le CEA dans le cadre du deuxième atelier de GEDEON* à Cadarache, utilisant une modération localisée en réacteur à neutrons rapides (méthode LSD*).

* Terme défini dans le glossaire

La Commission constate que l'on a aujourd'hui une connaissance globale de l'impact " bilan des matières et des déchets " des divers scénarios relatifs à des parcs mixtes constitués de plusieurs types de réacteurs. Elle recommande que la poursuite éventuelle de ces travaux par des études plus détaillées (radioprotection, coûts, verrous techniques etc...) de scénarios, telles que les propose le CEA pour 2001, soit décidée en concertation étroite avec les divers industriels du cycle nucléaire et EDF.

Par ailleurs, beaucoup de ces scénarios s'appuient sur des choix industriels dont la crédibilité peut aujourd'hui être mise en cause, si l'on se réfère à la stratégie industrielle de production d'électricité et de gestion des matières nucléaires qui sera probablement adoptée dans les décennies à venir. Il en est, par exemple, du recours à des réacteurs à neutrons rapides fonctionnant en incinérateur ou de l'introduction d'une forte modération dans des réacteurs à eau. Sans préjuger de la date de leur déploiement industriel mais compte tenu de leurs performances escomptées, la Commission recommande que les études de scénarios soient élargies aux systèmes hybrides de transmutation. Ces scénarios viseront soit à limiter ou à détruire des stocks d'actinides, y compris de plutonium, et de certains produits de fission à vie longue, soit au contraire à produire des matières fissiles (plutonium, uranium-233) pour répondre à un problème de ressource, tout en réduisant les autres corps à vie longue à la source ou par transmutation.*

La Commission prend acte avec satisfaction des résultats obtenus par le CEA sur la transmutation de certains produits de fission à vie longue en réacteurs à neutrons rapides (critique ou non) et souhaiterait qu'une comparaison soit faite avec l'utilisation de réacteurs à eau, éventuellement surenrichi, et la méthode TARC proposée par le groupe de C.Rubbia au CERN*, afin de bien mettre en lumière la voie la plus prometteuse.*

La Commission a eu officiellement connaissance du programme d'irradiation prévu par le CEA dans Phénix* (figure 4.3) et dans les autres réacteurs à l'étranger.

* Terme défini dans le glossaire

La Commission constate que la plupart des irradiations prévues dans le réacteur Phénix ont une relation directe avec la transmutation de corps à vie longue en spectre à neutrons rapides et ne préjugent pas du type exact de réacteur, ce qui lui paraît souhaitable en vue des options ouvertes par les systèmes hybrides*. Elle recommande cependant que le programme d'irradiation dans Phénix* jusqu'en 2004 puisse répondre à certains besoins spécifiques aux systèmes hybrides* . La Commission souhaiterait par ailleurs connaître le rôle que le CEA compte faire jouer après 2004, lorsque le réacteur Phénix* sera arrêté, au futur réacteur J. Horowitz (RJH*) pour les irradiations en neutrons rapides et, d'une manière plus générale, à d'autres installations comme le GANIL* et des réacteurs étrangers (BOR60*, HFR*, BR2*, Joyo*).*

4.2 Les recherches pour le stockage géologique (axe 2)

Les travaux de recherche sur les trois sites de stockage en profondeur (axe 2) ont nécessairement connu un ralentissement depuis le dépôt des dossiers des DAIE*, puisque les travaux de reconnaissances pour l'implantation des laboratoires souterrains sont suspendus depuis l'ouverture des enquêtes publiques en janvier et février 1997, et ne pourront reprendre qu'à l'issue du processus de décision, actuellement en cours, sur le choix des sites de laboratoires souterrains. Il n'y a donc pas d'élément nouveau concernant les études menées sur les trois sites depuis la parution du rapport n° 3 de la Commission.

4.2.1. Les programmes généraux de recherche

L'ANDRA a cependant organisé en 1997 trois Journées d'Information Scientifiques pour que les équipes participant aux recherches exposent les résultats obtenus et en discutent les enseignements. Ces réunions ont eu lieu :

- à Poitiers les 13 et 14 octobre 1997, pour le site de la Vienne,
- à Bagnols-sur-Cèze les 20 et 21 octobre 1997 pour le site du Gard.
- à Bar-le-Duc les 27 et 28 octobre 1997, pour le site de l'Est,

Ces journées ont rassemblé un grand nombre de scientifiques intéressés par les problèmes géologiques de chacun des sites, et ont toutes été suivies par des représentants de la Commission. Les exposés et posters préparés par l'ANDRA et

* Terme défini dans le glossaire

ses collaborateurs extérieurs étaient d'un excellent niveau scientifique. Ils ont permis de faire le point de façon intégrée et synthétique sur les connaissances acquises sur chaque site, et d'approfondir la réflexion scientifique déjà menée pour la préparation des DAIE*. Les discussions qui ont suivi les exposés ont aussi permis de favoriser les échanges au sein de l'ensemble des équipes qui ont collaboré avec l'ANDRA sur ces recherches, et d'aborder et de préciser certaines des questions qui devront faire l'objet d'études dans les laboratoires souterrains. La Commission se félicite de l'initiative qu'a prise l'ANDRA de mettre largement à la disposition de la communauté scientifique les résultats de ses travaux, et l'engage à renouveler ce type d'échanges lorsque de nouveaux résultats seront disponibles, notamment pendant la construction et l'exploitation des laboratoires souterrains, tant vis-à-vis des équipes avec lesquelles elle collabore, que vis-à-vis de la communauté scientifique en général. Le GdR FORPRO* (FORmations PROfondes) créé au 1er janvier 1998 par le CNRS et l'ANDRA, dont l'objectif est de concourir à l'acquisition des connaissances scientifiques sur les formations géologiques profondes et sur leur aptitude à former une barrière s'interposant au retour des radionucléides dans l'environnement, peut constituer à cet égard un moyen efficace pour faciliter ce type d'échange. Ce GdR sera présenté dans l'Annexe 6 du présent rapport.

L'ANDRA a également exposé ses intentions en matière de mise en place des structures de direction et de suivi pour la construction et l'exploitation des laboratoires souterrains, ainsi que pour les expériences à y réaliser. Lors de la discussion qui a accompagné cette présentation, il est apparu que des conflits pourraient naître entre les demandes des scientifiques soucieux de faire des mesures qui nécessiteraient un arrêt temporaire des opérations de fonçage et les contraintes opérationnelles.

La Commission considère que les laboratoires souterrains, dès leur phase de construction, sont des outils de recherche et de qualification des sites. Elle souhaite donc que l'ANDRA mette en place une structure dans laquelle la direction opérationnelle aura pour mission de maintenir un équilibre harmonieux entre la réalisation rapide des travaux et les demandes du directeur scientifique qui aura pour mission d'assurer la pleine réalisation des programmes de recherche acceptés par son conseil scientifique.

* Terme défini dans le glossaire

Compte tenu de l'importance des moyens que la France mettra en œuvre pour mener à bien, sur chaque site, les travaux et les expériences prévus dans un laboratoire souterrain, il serait raisonnable que ces ouvrages soient considérés comme des Grands Equipements Scientifiques et bénéficient chacun d'un conseil scientifique propre, que l'ANDRA mettrait en place en accord avec son conseil scientifique et le GDR FORPRO* et dont la structure est présentée dans l'annexe 6.

L'ANDRA a également présenté à la Commission, le 12 février 1998, les programmes des travaux prévus préalablement à l'ouverture des chantiers de construction des laboratoires souterrains. Sur le terrain, des travaux préalables au fonçage des puits sont programmés ; ils portent sur la géophysique pour déceler d'éventuelles singularités, et sur l'hydrogéologie, à l'aide de forages et de mise en place de piézomètres, pour être en mesure d'utiliser les perturbations qu'apporteront les fonçages des puits afin d'en extraire des informations sur la perméabilité des milieux traversés. En laboratoire, des travaux importants sont en cours pour déterminer les propriétés mécaniques des roches hôtes à partir des échantillons déjà récoltés lors des forages à partir de la surface. Ces propriétés seront ensuite utilisées pour parvenir à une modélisation du milieu et à des propositions de géométrie de cavités et d'essais à réaliser dans les laboratoires souterrains. Enfin, l'ANDRA prépare activement le programme des expérimentations qui seront menées dans ces laboratoires souterrains en se basant sur le retour d'expérience des recherches qu'elle poursuit depuis plusieurs années dans des laboratoires souterrains étrangers ou méthodologiques.

La Commission souhaite que ce programme lui soit présenté dès qu'il sera définitivement arrêté et qu'il aura reçu l'aval du conseil scientifique de l'ANDRA et des éventuels conseils scientifiques de site dont il a été question précédemment. Elle recommande aussi que l'ANDRA puisse s'associer à des organismes étrangers pour organiser et réaliser dans ses laboratoires des expériences, de la même façon que l'ANDRA a pu être associée aux travaux exécutés dans les laboratoires étrangers.

* Terme défini dans le glossaire

Les recherches effectuées dans le cadre de l'axe 2 portent également sur la connaissance des déchets (inventaire et comportement) et sur le comportement des matériaux constitutifs des barrières artificielles. A ce sujet, la Commission a entendu le 26 mars des exposés de l'ANDRA et de ses sous-traitants sur la rétention des éléments et des radionucléides dans les différentes barrières, y compris la barrière géologique ainsi que sur la modélisation des transferts de l'eau et des radionucléides. La qualité des exposés et l'importance des discussions qui les ont suivis soulignent l'intérêt de ces recherches et le niveau excellent auquel se situent les chercheurs rassemblés par l'ANDRA.

L'ANDRA a exposé à la Commission sa stratégie de recherche sur le confinement des radionucléides à vie longue dans les différentes barrières naturelles ou artificielles qui englobe la migration et la rétention chimique sous tous ses aspects (sorption, précipitation, coprécipitation). Les problèmes sont multiples notamment pour les milieux contenant très peu d'eau où les notions habituelles de Kd^* sont difficilement applicables et les mesures délicates. Les produits de fission et d'activation à vie longue, généralement plus mobiles que les actinides, font l'objet d'une attention particulière. Deux programmes couplés sont lancés, un de "géochimie" et un de "migration-transport".

Le premier concerne la caractérisation affinée des milieux et l'équilibrage de la composition des eaux naturelles (sédimentaires et granitiques) et des eaux ayant percolé dans différents matériaux artificiels comme des argiles dopées en divers constituants ou des bétons. Les expériences sont faites à la fois au laboratoire et *in situ*. Le second est consacré à la mesure des coefficients de diffusion et à la modélisation du transport de solutés et de radionucléides qui sont plus ou moins retenus par les milieux traversés. Dans ce domaine, les expériences sont, ou seront également conduites en laboratoire et sur le terrain lors d'expériences de traçage (Mont Terri*, par exemple). Il apparaît maintenant que l'ensemble des mécanismes de base de la rétention et de la migration ont été identifiés.

Un point particulièrement important concerne celui de la validation ou non de la notion de Kd^* , paramètre qui est largement utilisé, faute de mieux, dans pratiquement tous les modèles de migration. Ce problème est examiné, à l'initiative de l'ANDRA, au niveau international dans le cadre d'un groupe de travail de

* Terme défini dans le glossaire

l'OCDE-AEN*. Un rapport sera publié en 1999 ; il devrait faire le bilan des connaissances en intégrant les données foisonnantes sur ce sujet. Par ailleurs, des études statistiques sur les valeurs de K_d d'éléments naturels dans diverses conditions et divers milieux sont en cours. L'ANDRA suit avec attention les recherches sur les K_d dans la communauté scientifique et l'utilisation des valeurs de ce paramètre dans les modèles.

La rétention du césium et de l'iode est évidemment la première priorité des études en cours et, à cet égard, des résultats fondamentaux de fixation du césium puis de l'iode par l'argile et par les divers matériaux naturels à base de cuivre (oxyde, sulfure, carbonate, etc.) ont été présentés à la Commission. L'étude sur le césium vise à retrouver les valeurs de K_d à partir de données thermodynamiques concordant avec la formation de complexes sur la surface des solides, c'est-à-dire à coupler les aspects microscopiques et macroscopiques (K_d) de la rétention. Il se situe au cœur de la problématique qui est le passage des modèles physico-chimiques aux modèles effectifs.

Notant l'importance que joue la rétention dans les analyses de sûreté, la Commission souhaite que l'ANDRA établisse prochainement une liste des radionucléides prioritaires (du point de vue de la sûreté) sur lesquels pourraient être focalisés les travaux de recherche, et qu'elle indique comment elle entend établir des fourchettes d'incertitude pour les paramètres qui décriront la rétention dans les analyses de sûreté, compte tenu de la variabilité des milieux naturels concernés. Elle souligne l'importance d'une étude approfondie du cycle biogéochimique des différents éléments concernés, prenant en compte leurs interactions avec les matières minérales, les matières organiques et les colloïdes.

Le CEA développe des outils pour modéliser certains mécanismes du champ proche et pour modéliser l'enchaînement des phénomènes qui s'y produisent, par exemple, la rétention et le transport dans les fractures en milieu granitique. C'est le code CASTEM 2000* qui est utilisé. Ce code modulaire aux éléments finis permet de résoudre de façon couplée les équations générales de la mécanique des fluides dans différents milieux (homogènes, hétérogènes) ainsi que celles du transport de constituants par convection, diffusion, dispersion en couplage avec les espèces chimiques. Il est communément utilisé dans le domaine des recherches pétrolières. Ces dernières années, il a servi dans de nombreux exercices internationaux comme dans le projet TRUE* (HRL* à Aspö-en Suède), qui vise à examiner la concordance

* Terme défini dans le glossaire

entre les résultats de traçage sur le terrain et les prédictions obtenues par les modèles.

A cet égard, le projet MIMICC* (Module Instrumenté Multidimensionnel d'Investigation pour les Codes Couplés chimie-transport), lancé en 1994 pour tester ces outils théoriques, a été présenté à la Commission. Il se compose d'une maquette de champ proche, destinée à étudier le couplage entre la mécanique des fluides et la chimie en phase homogène ou hétérogène de radionucléides à l'équilibre ou hors équilibre. C'est un outil expérimental très performant construit pour la validation des codes de couplage chimie-transport.

La maquette MIMICC*, dont les dimensions sont de l'ordre du mètre, est conçue pour des raisons de simplification, pour une expérimentation à deux dimensions. Elle permet de cartographier, en dynamique et à l'échelle du centimètre, les courbes d'isoconcentration d'un radionucléide (césium, strontium, etc.) en interaction entre une phase stationnaire solide et une phase liquide soumise à un régime hydraulique donné. Tous les paramètres physico-chimiques et hydrauliques ainsi que les conditions aux limites sont parfaitement contrôlés.

Le fonctionnement de la maquette MIMICC* sera validé en 1998 et entrera en exploitation dès 1999. Ce projet intègre tous les développements antérieurs ; il fait appel à de nombreuses collaborations au sein et à l'extérieur du CEA et il est très ouvert, pour le domaine de la migration, sur la communauté scientifique. A ce jour, MIMICC* apparaît comme un excellent outil.

La maquette permet d'assurer une cadence de trois à quatre expériences par an, ce qui assure un plan de charge sur une certaine durée.

La Commission souligne à nouveau que la rétention des radionucléides par les barrières et leur migration dans la géosphère constituent deux paramètres essentiels pour garantir la sûreté du stockage. Elle recommande donc de développer l'ensemble des études géochimiques nécessaires pour pouvoir modéliser les mécanismes de rétention et de migration. Elle souhaite aussi que l'aspect des espèces et des formes chimiques puisse être pris en compte à l'aide de notions et de modèles représentatifs des mécanismes mis en jeu dans un stockage.

* Terme défini dans le glossaire

4.2.2 Qualification pour le long terme des colis pour le stockage

Les études sont conduites par l'ANDRA en association avec le CEA dans le cadre de la conceptualisation des stockages profonds, d'une part pour identifier les conditions de champ proche les plus favorables au maintien du confinement des radionucléides et, d'autre part, pour modéliser les termes sources en fonction des modifications prévisibles du champ proche. Les études d'altération par l'eau des constituants des colis, qui avaient commencé par des lixiviations conventionnelles avec de l'eau prennent donc de plus en plus en compte l'environnement proche des colis et l'évolution des conditions du milieu dans le stockage : saturation en eau des barrières, attaque bactérienne, effets de la radioactivité, température, pression. Le programme C3P* (Comportement à long terme des colis dans leur environnement de Champ Proche) a pour but de coordonner ces études.

En raison des besoins pour l'entreposage de longue durée des colis, les effets du vieillissement en milieu sec ou non saturé sont aussi examinés, ou sont déduits des études précédentes, lorsque cela est pertinent. Un programme spécial (voir axe 3) est dévolu à ces études. Le programme C3P* lui est rattaché en partie et concerne donc les axes 2 et 3.

4.2.2.1 Les verres

La Commission a abordé en plusieurs endroits de ce rapport les études réalisées sur le comportement à long terme des verres et dans quels contextes de coopérations nationales et internationales intenses celles-ci étaient conduites. De même, dans ses précédents rapports, la Commission avait souvent souligné l'intérêt qu'elle portait à ces études et à la réalisation du programme pluriannuel d'investigation mis en place.

Cette année, les expériences de type fondamental ont porté sur plusieurs points :

- la poursuite de l'établissement de la loi d'altération généralisée, qui actuellement n'est fondée que sur l'altération du réseau silicaté du verre. Il convient en particulier de bien s'assurer que le rôle de la concentration de la silice dans l'eau de l'environnement est primordiale comme cela est admis jusqu'à maintenant. La validation de cette loi est soutenue par une multiplicité d'expériences et par la modélisation de l'hydrolyse des liaisons silicium-oxygène,

* Terme défini dans le glossaire

- l'étude du gel de surface, en particulier, les aspects de la formation, de la composition, de la porosité, de la capacité de rétention des radionucléides, de la diffusion des éléments et de l'eau en son sein, ainsi que son évolution. Le point essentiel réside dans l'intégration dans la loi d'altération des effets de son rôle protecteur vis-à-vis de l'altération ; il faut établir et vérifier aussi si ses propriétés, qui dépendent de la composition du verre et des conditions du milieu environnant, contrôlent réellement l'altération du verre,
- la lixiviation des verres SIALON* et des verres précurseurs des vitrocéramiques ou de verres basaltiques (proches des verres naturels),
- le comportement sous irradiation : les études sont orientées vers la modélisation atomique, l'auto-irradiation alpha et bêta gamma. Ces études mobilisent de plus en plus de chercheurs.

Dans son 3^{ème} rapport, la Commission avait noté que le CEA devait amplifier les études sur les verres basaltiques qui sont des analogues naturels des verres borosilicatés (R7T7*). Les résultats acquis cette année ont été présentés à la Commission. Les mécanismes initiaux et postérieurs (rôle de la silice) à l'altération des deux types de verres sont analogues, il en va de même du rôle protecteur du gel d'altération, cependant certaines cinétiques sont différentes. Les codes de modélisation de l'altération du verre R7T7* en milieu confiné, évaluant, par exemple, l'épaisseur de la couche altérée en fonction du temps, s'appliquent correctement aux verres basaltiques étudiés, âgés de 10^3 à 10^6 ans. Ces résultats confortent la confiance qui est accordée aux prévisions actuelles de la durabilité de la matrice verre.

Pour ce qui concerne l'altérabilité des verres industriels (inactifs) dans les conditions de stockage, on a étudié l'influence des ions phosphates, d'argiles dopées avec des quantités variables de composés phosphatés, des acides humiques*, des hydroxydes, des carbonates et des produits issus de la corrosion des conteneurs métalliques. Selon l'environnement retenu, on peut accélérer ou fortement diminuer la vitesse d'altération des verres en saturant, par exemple, le milieu avec de la silice par ajout de fritte de verre. Beaucoup d'expériences faisant intervenir simultanément plusieurs paramètres sont actuellement programmées.

* Terme défini dans le glossaire

Les lixiviations de verres actifs (trois échantillons prélevés à La Hague et un fabriqué spécifiquement en laboratoire) ainsi que des verres dopés en émetteurs alpha (neptunium, plutonium et uranium) ou en technétium, sont en cours dans une enceinte blindée à Marcoule. Pour les verres dopés, les tests de lixiviation se déroulent en milieu réducteur. Une expérience d'altération *in situ* de verres dopés en actinides en présence d'argile est envisagée dans le laboratoire de Mol (Belgique).

Il existe également des projets pour étendre ces expériences conduites sur quelques grammes de verres à des blocs industriels. Actuellement, le CEA réalise une seule expérience de lixiviation d'un bloc de verre inactif de taille industrielle ; cet essai a commencé il y a deux ans.

La prévision du comportement à long terme d'un colis de verre industriel est réalisée, ainsi que la Commission l'a rapporté précédemment, à l'aide du code PREDIVER*, qui intègre 10 ans de résultats expérimentaux établissant la contribution des principaux paramètres à la fois à l'altération mais aussi à la protection de la matrice. La prévision à long terme nécessite des approximations dans la résolution des équations, et le point important est de s'assurer qu'elles ne conduisent pas à des résultats inexacts. Pour ce faire, les logiciels de PREDIVER* ont été testés avec d'autres logiciels plus lourds (DIMITRIO*) au titre de l'assurance qualité. Toutefois, quelques paramètres qui ont été ajustés dans le code PREDIVER* et qui sont dérivés du code de base LIXIVER*, notamment ceux concernant le gel d'altération, doivent être mesurés expérimentalement et il convient donc de ne pas relâcher l'effort sur l'expérimentation. Enfin, pour toutes les prévisions de durabilité, le CEA cherche à intégrer les paramètres environnementaux auxquels est soumise la matrice lors des essais de lixiviation. La Commission pense que, dans les travaux sur le comportement à long terme des matrices, la validation d'un code de calcul à l'aide d'un autre code ne lui paraît pas la démarche la plus appropriée.

* Terme défini dans le glossaire

La Commission constate que les recherches sur les verres continuent de progresser. Elle souhaite que les expérimentations pour conforter les modèles prévisionnels se poursuivent afin de permettre une validation de l'ensemble des modèles prédictifs pour l'altération et le comportement à long terme de cette matrice. Elle souhaite également que l'état des recherches les plus récentes lui soit présenté.

4.2.2.2 Les bitumes

La Commission a examiné dans son rapport n° 3 les résultats concernant la lixiviation des enrobés bitume de la STE3*. Les études se sont poursuivies pour confirmer et préciser les mécanismes d'altération sur des échantillons de bitume non irradiés puis irradiés. La seule influence significative d'une phase de pré-
vieillessement radiolytique à sec (bitume gonflé sous l'action de la production d'hydrogène et de gaz carbonique) dont la dose intégrée correspond à quelques siècles d'entreposage conduit à augmenter le relâchement du carbone organique total. La lixiviation, sous irradiation gamma à faible débit de dose, et à 50 °C, température proche de celle qui régnerait dans un stockage, conduit à une augmentation du relâchement des sels solubles et des composés organiques. L'augmentation de la température accentue ce relâchement. Les données sur la biodégradation des bitumes sont acquises ; son influence reste faible et sans conséquence. Le CEA a présenté à la Commission une première synthèse des résultats acquis. La phénoménologie de lixiviation des radionucléides contenus dans les sels enrobés par le bitume se confirme et quelques prévisions de relâchement à long terme se dessinent dès maintenant.

Toutefois le vieillissement des bitumes nécessite la mise en place d'un programme d'études complémentaires visant à étudier la compatibilité des colis avec les matériaux de surconteneurage ou de la barrière ouvragée, la rétention des sels par les barrières ouvragées, le pouvoir complexant de la matière organique relâchée, la poursuite des essais sur la dégradation microbienne ainsi qu'un programme sur les analogues naturels.

* Terme défini dans le glossaire

4.2.2.3 Les liants hydrauliques

Les ciments et bétons sont et seront présents en quantités importantes dans les stockages de surface ou profonds. Il est donc essentiel de poursuivre l'étude de leur dégradation pour connaître l'évolution de leur tenue mécanique et la durée de leur confinement, ce que fait le CEA en augmentant les activités de recherche dans ce domaine. Cela permettra de vérifier si l'hypothèse actuelle qu'une épaisseur de 10 cm de béton confère largement à un conteneur la possibilité d'assurer les deux fonctions qui lui sont dévolues : une tenue mécanique et un confinement sur 300 ans. Comme la Commission l'a indiqué précédemment, ces études sont plutôt liées au stockage de surface, mais il semble indispensable de prévoir un programme de recherche pour connaître leur comportement dans un stockage en profondeur ; la Commission constate qu'un tel programme n'est pas encore en place actuellement.

Des études ont été entreprises sur la caractérisation, et la dégradation par l'eau pure, des pâtes de ciment homogènes ou fissurées (composition chimique, porosité et diffusion de l'eau, caractérisation du gel de surface, lixiviation proprement dite et effet de l'irradiation). Elles consistent à mesurer le pH et la concentration en calcium dans les solutions de lixiviation, en fonction du temps. Ces données viennent en support de la validation du code DIFFUZON* qui modélise l'altération statique des pâtes pures de ciments (et des mortiers) par des solutions de différents pH. Il décrit l'évolution des concentrations au sein de la partie dégradée des phases solides et dans les phases liquides. Un code DIFFU-Ca* est une version simplifiée du code précédent ; il prend en compte le débit d'eau de lixiviation et la concentration en calcium pour prévoir l'épaisseur altérée en fonction du temps. Les effets radiolytiques sont complexes et en cours d'étude. Toutefois, les compositions des eaux que l'on peut rencontrer dans un stockage profond (fortes teneurs en chlorure, sulfates ...) n'ont pas encore été prises en compte.

L'étude de la phénoménologie des transformations minéralogiques des ciments soumis à lixiviation a été poursuivie ; les échantillons obtenus par gâchage sont mis en présence de solutions chargées en sels, sulfates par exemple, soit de solutions agressives contenant des chlorures, des nitrates, des sulfates, des carbonates. Ces essais simulent divers cas réels. Les résultats confortent les mécanismes identifiés

* Terme défini dans le glossaire

concernant la disparition progressive des phases constitutives du ciment et valident indirectement le code DIFFUZON*. Ils montrent cependant l'apparition de phases nouvelles pour les cas où il ne s'agit pas d'eau pure.

Il est donc nécessaire de poursuivre les recherches notamment afin de comprendre les mécanismes d'altération du béton en présence des eaux profondes rencontrées dans les sites de granite et d'argiles retenus par l'ANDRA.

Tous ces résultats qui ont été exposés à la Commission montrent que l'on débute dans la modélisation du comportement à long terme des bétons en relation avec différents milieux aqueux agressifs auxquels la matrice pourrait être exposée ; l'architecture moléculaire du ciment n'en est pas pour autant bien comprise. Les mécanismes de la prise du ciment et de son altération ne sont pas encore complètement élucidés. La Direction des Sciences de la Matière* a donc entrepris des études très fondamentales sur la structure des silicates de calcium hydratés, et les premiers résultats ont été présentés à la Commission.

Ces études ainsi que les nombreuses recherches conduites ces dernières années sur le ciment et le béton en général par d'autres organismes (CNRS, Universités, Industriels) devraient faire l'objet d'une synthèse afin d'établir un programme cohérent.

D'autres études plus opérationnelles portent sur le transfert de radionucléides à travers des lames fines de ciment, et sur leur relâchement dans la solution, lorsqu'ils sont incorporés dans la pâte ; on utilise pour ces essais des solutions complexantes renfermant des acides organiques ou des produits de dégradation de la cellulose. En effet, beaucoup de colis stockés en surface renferment des objets contaminés à base de cellulose. Par ailleurs, la rétention des radionucléides par les différentes phases des ciments altérés est en cours d'étude. Toutefois, un programme sur les transferts dans les conditions du stockage profond en présence de composés organiques n'a pas encore été clairement présenté à la Commission.

Enfin un accent particulier a été mis sur la bio-corrosion des ciments due aux produits générés par des micro-organismes, (acides sulfuriques, nitriques ou organiques), pour autant que les micro-organismes soient en présence de substrats nutritifs et des conditions de milieu permettant leur développement dans les stockages profonds.

* Terme défini dans le glossaire

Toutes ces études doivent également être étendues aux bétons, matériaux constituant les barrières ouvragées, retenus par l'ANDRA dans les options préliminaires de conception du stockage profond.

4.2.2.4 Conclusions et recommandations pour la qualification pour le long terme des colis

La Commission considère que les recherches sur la qualification des matrices utilisées pour le conditionnement des déchets progressent correctement. Elle souhaite que la mise en place des programmes CLTC et plus particulièrement C3P, qui définiront les principaux objectifs à atteindre assureront la cohérence dans les méthodologies d'études et de présentation des résultats. La Commission constate que beaucoup de ces recherches sont conduites en collaboration entre les différents organismes. Elle souhaite que ces collaborations et les efforts conséquents entrepris par les responsables des axes se poursuivent et aboutissent à présenter dans le cours de l'année prochaine les programmes et quelques synthèses qui permettraient l'appréciation de la coordination et de l'avancement des travaux.*

La Commission recommande également que la qualification des nouveaux colis compactés (coques et embouts, déchets technologiques) et de ceux issus de la reprise des déchets anciens bénéficie des mêmes efforts que ceux consentis pour les études de comportement et d'altération des matrices traditionnelles.

4.2.3 La simulation numérique

Les études de simulation sont nécessaires pour toutes les recherches effectuées dans le cadre de la loi de 1991. Toutefois celles qui sont réalisées dans les axes 2 et 3, occupent une place prépondérante, en raison, de leur complémentarité allant du comportement du déchet et du colis en entreposage puis dans un stockage ; l'évaluation de la simulation est traitée au niveau de l'axe 2.

En quels termes se pose actuellement le domaine spécifique de la simulation ? La simulation devrait être à même de prévoir le comportement global des déchets depuis la fabrication du colis jusqu'au transfert dans la biosphère d'une certaine fraction de radionucléides contenus dans les déchets en considérant les étapes

* Terme défini dans le glossaire

successives d'entreposage puis de stockage. La simulation consistera donc à introduire les données caractéristiques de tous les systèmes nécessaires pour traiter globalement le problème des déchets radioactifs. A partir de ces éléments, les différents codes de calcul décriront les situations souhaitées : cartes de radioactivité dans le champ proche, dispersion des radionucléides en fonction du temps dans la géosphère, transfert vers la biosphère et accumulation spatiale et temporelle dans un compartiment de l'environnement.

Ainsi posé, le problème est difficile à résoudre car il faut prendre en compte un nombre très important de phénomènes sur des échelles de temps très différentes et disposer d'une puissance de calcul énorme. Il se situe dans un domaine où l'expérimentation à long terme est impossible et où l'expérimentation à court terme ne peut pas conduire à l'acquisition de toutes les données. Par exemple, la connaissance parfaite de toutes les interactions est impossible et en tout cas trop complexe pour être entièrement prise en compte dans des modèles déterministes. De même, l'échelle géologique des temps qu'il faut considérer conduit à une indétermination sur l'évolution des formations qui ne sera sans doute jamais levée.

Pourtant il ne faut pas être défaitiste ; le calcul scientifique est une science jeune qui donc progresse vite. En aéronautique, il a fallu à peine une décennie pour diminuer considérablement le nombre d'essais en soufflerie et même pour valider des navettes spatiales sans expériences globales préalables. La météorologie a connu le même développement en dépit de l'incertitude sur les données et la climatologie est en passe de devenir fiable, en dépit même des résultats théoriques de non-prédictabilité des équations de Navier-Stokes (Chaos*). Il y a donc tout à parier pour que la simulation de la "sûreté des déchets radioactifs" devienne un outil prédictif fiable dans un avenir proche. Il faut donc s'y préparer et étudier tous ses aspects, même ceux qui aujourd'hui semblent impossibles.

Pour l'instant un projet d'ensemble n'est pas défini, mais il existe des recherches partielles et des "modules" informatiques pour des sous-systèmes qui sont autant de compartiments du problème global.

* Terme défini dans le glossaire

Parmi ces modules figurent ceux relatifs :

- aux termes sources,
- au colis pour la tenue des verres, bitumes, aciers, bétons...,
- au champ proche pour le devenir des conteneurs et de la barrière ouvragée,
- au champ lointain pour les convections et diffusions des radionucléides dans les formations géologiques,
- à la biosphère pour l'étude du cycle des radionucléides dans celle-ci,
- au transfert à l'homme et l'impact sanitaire (lorsque ces problèmes seront mieux formalisés).

Il est clair que, ce n'est pas en mettant ces modules bout à bout que l'on répondra à la question posée par la sûreté globale du stockage. En effet, les incertitudes sont grandes ; la sensibilité par rapport aux paramètres n'est pas connue et l'on se trouvera assez rapidement dans la situation du "plombier et de l'électricien" qui se renvoient la cause de la panne du chauffage. L'intégration des codes devrait être faite par une équipe pluridisciplinaire et libre d'objectif à court terme. L'approche pour un modèle général intégrant les différents modules dans un logiciel global est unanimement reconnue pour ce type de grand problème du génie logiciel. Pour l'instant, les recherches menées par les acteurs de la loi ont donc porté principalement sur les sous-systèmes dont on rappelle brièvement les grandes lignes.

- **Les termes sources**

La simulation démarre par l'étude des colis et des déchets qu'ils contiennent. Selon la composition des déchets, les phénomènes d'ordre radioactifs et thermiques sont décrits à l'aide de données physiques figurant dans des bases de données. Les connaissances contenues dans ces dernières ne se présentent pas de manière identique dans les réacteurs nucléaires et dans certaines parties de l'aval du cycle. Dans le cas des déchets, la restitution des termes sources demande une connaissance précise des radionucléides et éléments stables présents dans les colis ainsi que de leur forme chimique ; cette approche n'est pas toujours aisée car les déchets ont des origines diverses et sont constitués souvent par un mélange d'effluents et de déchets solides en provenance de différents procédés. Les travaux présentés à la Commission sur ce sujet utilisent pour l'instant des données issues de la composition des combustibles ainsi que des modèles très simples qu'il faudra

probablement améliorer ultérieurement lorsque les données d'inventaire seront précisées.

- **Le colis**

La simulation du comportement des radionucléides dans les matrices (verres, bitumes, ciments ...) et de la résistance plus ou moins grande de ces matrices aux rayonnements ionisants et aux altérations chimiques est relativement avancée. Toutefois pour les déchets nucléaires, il faut exploiter les logiciels existants sur des temps très longs. A cette première incertitude s'ajoute la complexité de la composition chimique et radioactive des colis. Le niveau des connaissances actuelles ne semble pas suffisant pour que l'on soit sûr de la validité de la simulation de ces problèmes au-delà de quelques centaines d'années.

Le conteneur et la matrice sont soumis à divers facteurs d'évolution et d'altération externes : rayonnement, contraintes thermiques et mécaniques, agressions chimiques et bactériennes etc... L'étude de la tenue des matériaux à chacun de ces paramètres est complexe. L'expérimentation, la simulation et le dialogue entre les spécialistes des différentes disciplines concernées (les chimistes, les géochimistes, les métallurgistes et les ingénieurs du génie civil dans un domaine comme les liants hydrauliques) permettront sans doute d'établir des modèles empiriques crédibles ; mais pour l'instant ceux-ci sont en phase de recherche.

- **Le champ proche**

L'examen du comportement du colis dans son environnement constitue les études dites de champ proche dans lesquelles, par exemple, la forme du conteneur, sa position et le milieu d'accueil sont pris en compte. Il faut associer dans une même étude la géothermie et la chaleur dégagée par les radionucléides présents dans les matrices ainsi que les différents aspects physico-chimiques liés aux matériaux du conteneur, à la barrière ouvragée (béton ou argile) et au milieu géologique proche plus ou moins endommagé par les travaux de creusement.

Des études "monodimensionnelles" et "multidimensionnelles" sont menées en parallèle. Les études monodimensionnelles essayent d'éviter les difficultés numériques en réduisant la taille du problème. Le phénomène est analysé sur un rayon allant du centre du colis jusqu'à l'extérieur de la barrière ouvragée, comme si le colis et la barrière avaient une symétrie sphérique ou cylindrique. On se concentre alors sur la physico-chimie du problème : lois de comportements non

linéaires pour les différents matériaux, comparaisons avec l'expérience pour l'ajustement des modèles. Ces études sont conduites sur la base de données expérimentales obtenues par les physico-chimistes et les géologues. Les difficultés viennent de la grande variété des phénomènes à prendre en compte. Par exemple, il faut établir un modèle pour la tenue des aciers valable sur de grandes échelles de temps et un modèle pour le comportement des bétons dans un milieu chaud, en présence d'eau et d'ions, sous contraintes mécaniques y compris sismiques.

Les études multidimensionnelles utilisent des modèles physiques simplifiés pour simuler les comportements en fonction du temps ainsi que, des sous-systèmes, éventuellement validés en une dimension. A l'aide de tous ces codes on effectue la simulation tridimensionnelle du champ proche complet. Cet exercice permet de prendre en compte la forme du colis et de la barrière ouvragée. Pour estimer le transport des fluides et des colloïdes dans le champ proche, une bonne connaissance des fractures éventuelles de la roche environnante est aussi nécessaire. Leur nombre et leur répartition spatiale dépend évidemment de l'endommagement dû aux travaux. Pour contribuer aux analyses de sûreté et à l'évaluation du retour des radionucléides à la biosphère, l'utilisation d'un tel logiciel paraît donc indispensable.

Actuellement, compte tenu de l'avancement des travaux, on constate que le nombre des études multidimensionnelles est très inférieur comparativement au nombre d'études monodimensionnelles.

Le champ moyen

Pour les études des champs moyens, la modélisation est encore plus macroscopique que celle effectuée pour les colis et la barrière ouvragée. Car il est nécessaire de prendre en compte le milieu environnant sur quelques kilomètres. Dans ce cas, il sera probablement impossible de faire une description détaillée de la roche, du réseau de fractures, de la circulation des eaux et des évolutions aux temps géologiques.

L'étude du transport des fluides et colloïdes nécessite de faire appel à la Thermo-Hydro-Mécanique (équations aux dérivées partielles de la THM*). Ce problème complexe se pose aussi aux pétroliers et aux géologues chargés des ressources en

* Terme défini dans le glossaire

eau. Le problème ne peut pas être dégrossi uniquement par des études monodimensionnelles ; l'outil ne sera réellement exploitable que dans sa version en trois dimensions. Il est probable que, dans un tel contexte, des méthodes statistiques et multiéchelles comme l'"homogénéisation" ont un grand rôle à jouer. « L'homogénéisation* » des milieux fracturés est un problème ouvert et il conviendrait de stimuler la recherche dans ce domaine qui constitue un axe de recherche des programmes du GdR FORPRO*.

Les investigations menées dans cette branche difficile restent timides et en deçà des possibilités actuelles. Des compagnies comme Schlumberger, Exxon, et les instituts de recherche comme l'IFP* paraissent plus avancés dans ce domaine que les équipes des acteurs de la loi. Lorsqu'un modèle complet aura été élaboré, alors l'accélération des calculs par l'utilisation d'ordinateurs parallèles est très importante car elle permettra de gagner un ordre de grandeur sur les performances (encombrement mémoire et temps calcul) et donc d'augmenter la taille du problème que l'on peut traiter.

Enfin, à partir des informations fournies, la Commission n'a pas été en mesure de dégager le plan d'ensemble ni la politique suivie. Elle considère que l'on ne doit pas se limiter à une politique de veille sous la forme d'exercices internationaux comme DECOVALEX*, certes nécessaires.

- **Le champ lointain et la biosphère**

Les études du champ lointain paraissent plus faciles à modéliser dans la mesure où les milieux peuvent être vus par leurs caractéristiques moyennes (homogènes), mais les calculs sont effectués sur des espaces plus grands et des temps plus longs. Ensuite, lorsque les radionucléides sont transférés en surface et qu'ils entrent dans le cycle biogéochimique (air, eau, plantes, animaux), un nombre énorme de phénomènes plus ou moins bien connus est à prendre en compte. A partir des considérations phénoménologiques et des mécanismes, on peut quantifier les temps de transfert et les concentrations en résolvant des équations différentielles simples. Les mécanismes généraux de transfert semblent assez bien appréhendés mais dans le détail la simulation n'est pas forcément fiable car on ne connaît pas certains cas de concentration particuliers et localisés dans la chaîne alimentaire (cf. la contamination du sanglier des Vosges après Tchernobyl).

* Terme défini dans le glossaire

Recommandations pour les recherches à venir sur la simulation

La Commission souhaiterait disposer du plan d'ensemble envisagé pour la simulation sur ordinateur, outil indispensable pour hiérarchiser les risques à long terme, valider les concepts et réaliser les analyses de sûreté.

La Commission souhaiterait que l'ANDRA s'appuie sur une équipe pour l'élaboration d'un logiciel global pour la simulation du comportement à long terme des déchets nucléaires dans leurs environnements de stockage. Les compétences nécessaires sont nombreuses, comportant notamment la mécanique des fluides et des roches (modélisations), la physique, la géologie et la géochimie (données des expériences), les mathématiques (homogénéisation), les aspects numériques (méthodes variationnelles, formulations mixtes) et informatiques (génie logiciel, calcul parallèle). La maîtrise des sous-traitances ne peut se faire que par une équipe de haut niveau possédant ces diverses compétences.*

Il conviendrait d'étudier un calendrier visant à l'établissement d'une telle équipe et de définir son programme de recherche. Cette équipe n'aurait pas besoin d'être importante (10 personnes en régime de croisière) car elle n'aurait pas pour mission le développement des modules mais seulement leur intégration, l'exploitation (pour la validation expérimentale) et l'amélioration des performances informatiques du logiciel global.

Si l'avancement des travaux le permet, il serait souhaitable de faire plus de simulations tridimensionnelles pour le champ proche et le champ moyen.

La simulation du champ moyen pose des problèmes identiques à la simulation des gisements de pétrole. Le dialogue accru avec les pétroliers et les équipes universitaires permettrait de profiter de leur savoir-faire. Par ailleurs, la simulation de la convection et de la diffusion dans les milieux fracturés étant un problème ouvert, une stimulation de la coopération avec le CNRS et d'autres équipes engagées dans des recherches fondamentales serait souhaitable.

La réalisation du modèle général nécessite de mettre en commun des études réalisées aussi bien dans le cadre de l'axe 2 que de l'axe 3, il est donc nécessaire que les différents acteurs de la loi participent à une démarche commune concertée.

4.2.4 La biosphère, les risques radiologiques et sanitaires

Au cours des auditions, la Commission a noté que certaines recherches concernant la biosphère font l'objet de développements à la fois par l'ANDRA et par l'IPSN, mais ces recherches ne semblent pas impliquer directement les spécialistes de la radiotoxicologie et de la toxicologie chimique qui eux s'intéressent à l'impact sur le corps humain des éléments chimique et des rayonnements émis par les radionucléides.

4.2.4.1 La biosphère et les risques radiologiques

L'appréciation du risque radiologique pour un individu du public repose, dans le système de radioprotection actuel, sur les recommandations de la CIPR* 60. En particulier on fait jouer un rôle important à la dose efficace engagée pour discuter de l'apparition d'effets aléatoires (cancers mortels tardifs) ou d'effets héréditaires survenant après une incorporation de radionucléides. On considère qu'il existe une relation dose-effet linéaire sans seuil pour apprécier les risques d'apparition de ces effets tardifs. Cette relation résulte d'une hypothèse prudente, mais elle est actuellement discutée car il n'est pas certain qu'elle s'applique à toutes les situations et particulièrement à la contamination interne par ingestion de radionucléides à vie longue, émetteurs alpha et bêta et gamma.

Ce point est important, car s'il était consolidé, il pourrait avoir des conséquences sur l'appréciation du risque radiologique lié au retour des radionucléides d'un stockage à la biosphère. En effet, on pourrait revenir à une appréciation du risque réel que pourraient faire encourir certains radionucléides à vie longue. En complément de l'approche actuelle de hiérarchisation des radionucléides dans la gestion des déchets radioactifs on pourrait proposer une approche spécifique. La contamination interne par ingestion de radionucléides à vie longue émetteurs alpha et bêta gamma devrait reposer sur une information scientifique particulière solidement établie.

Pour étayer cette approche spécifique, des études sur les conséquences des contaminations internes chroniques par des radionucléides à vie longue sont nécessaires. Elles peuvent être épidémiologiques, en se fondant sur l'étude de groupes de travailleurs contaminés. Elles peuvent être radiotoxicologiques sur la base d'une expérimentation portant sur un grand nombre d'animaux et conduites

* Terme défini dans le glossaire

selon les méthodes classiques pour avoir une estimation du risque. Elles peuvent enfin reposer sur les méthodes de la biologie moléculaire ou cellulaire pour expliquer les mécanismes. De telles études, si elles confirment l'effet de seuil observable dans les rares expériences effectuées jusqu'à maintenant, auront immanquablement des retombées sur la connaissance des mécanismes d'induction tumorale en général.

La Commission souhaite être éclairée sur les études qui sont conduites en France par les acteurs de la loi dans ce domaine. Elle recommande qu'un programme visant à tester l'existence d'un seuil pour l'apparition de cancer par les rayonnements alpha, bêta gamma, dans le cas de contamination interne délivrant de faibles doses à de faibles débits (cas des déchets dans un stockage profond), soit développé dans le cadre des recherches relevant de la loi de 1991.

De même le problème spécifique du risque génétique devrait être mieux explicité au niveau des transferts dans la biosphère jusqu'à l'homme.

L'approche actuelle de la protection sanitaire pour la gestion des déchets radioactifs contenant des radionucléides à vie longue est celle développée par la CIPR* dans ses publications 26 de 1977 et 60 de 1990. Pour ce qui concerne le risque génétique, la CIPR* le calcule en utilisant les règles de la génétique des populations qui font intervenir les générations et non les individus. Lorsque des générations successives sont exposées, chacune d'entre elles transmet à la suivante les lésions génétiques dont elle a hérité, majorée de ces propres lésions. Le nombre de lésions croît avec les générations et, si la dose aux gonades* reste constante, on finit par atteindre un plafond du nombre de ces lésions qui se maintient par la suite car, une partie des lésions s'élimine à chaque génération. La CIPR* a calculé l'équivalent de dose pour une génération de façon que le plafond du nombre de lésions reste acceptable et en a déduit la dose à ne pas dépasser pour l'individu moyen de la population. Cette approche n'a pas toujours été suivie par la CIPR*.

La Commission pense que l'aspect du risque radiologique mérite un poids plus important dans les analyses sur la gestion des déchets radioactifs ainsi que dans les recherches à conduire dans le cadre de la loi de 1991, et c'est pourquoi elle a développé une réflexion à ce sujet dans l'annexe 9.

* Terme défini dans le glossaire

Elle recommande que les organismes de recherche concernés par la loi intègrent les recherches sur la biosphère et les risques radiologiques dans le plan-programme de la loi.

4.2.4.2 Les critères sanitaires pour la gestion des déchets de haute activité et à vie longue

Au cours des auditions du début de l'année 1998, la Commission a vu apparaître un ensemble de suggestions nouvelles, pour la profondeur des sites de stockage ou d'entreposage, pour leur mode d'exploitation (stockage irréversible, stockage réversible) et surtout pour le non retraitement immédiat d'une partie des divers combustibles et leur entreposage de très longue durée, sans qu'aucune d'entre elles ne soient analysées en terme de conséquences sanitaires.

L'approche sur cette façon d'aborder les problèmes est très différente de l'enseignement que l'on peut tirer de l'historique du nucléaire en France et qui permet partiellement d'éclairer la situation présente.

Pour le stockage en milieu géologique, la Commission Goguel* nommée en 1985, s'est penchée sur les critères à prendre en compte pour le choix des sites ; cet important travail a servi de base pour l'élaboration de la Règle Fondamentale de Sûreté III.2.f* qui fixe une dose annuelle de 0,25 mSv/an pour une personne du groupe critique dans le cas d'un scénario d'évolution normal jusqu'à 10 000 ans.

Aujourd'hui, dans le cas des stockages de déchets de haute activité et à vie longue, on est confronté à deux problèmes nouveaux qui imposent un réexamen complet des critères sanitaires à appliquer : le premier est celui des expositions radiologiques délivrées sur de très longues durées ; le second concerne les effets simultanés d'un mélange d'isotopes stables qui ont une action chimique et d'isotopes radioactifs radiotoxiques et/ou toxiques chimiques.

La très longue durée des expositions radiologiques à faible débit de dose pose la question de la validité des critères utilisés aujourd'hui en radioprotection pour l'évaluation du risque des populations humaines dont l'espérance de vie sera

* Terme défini dans le glossaire

vraisemblablement plus longue de celles des pays les plus riches à la fin de ce vingtième siècle.

L'impact simultané des effets d'éléments chimiques toxiques et du rayonnement impose de pouvoir disposer d'un même critère sanitaire pour tous les isotopes présents dans un stockage de déchets, qu'ils soient ou non radioactifs et prendre en compte le risque le plus contraignant pour la population. A ce jour, on ne connaît que très imparfaitement les effets et *a fortiori* les relations dose-effets de tous les éléments chimiques présents dans les déchets. Ce qui est certains, c'est qu'ils entraînent des pathologies différentes des cancers radio-induits et que l'on ne doit pas leur appliquer systématiquement une relation linéaire sans seuil.

Cette connaissance incomplète ne constitue pas une raison pour négliger leur impact en référence à la maxime d'Hippocrate datant de 2 400 ans : « *il n'y a pas de poisons, tout n'est que dose.* »

Ces considérations obligent à reconnaître que l'on est incapable de définir des critères sanitaires valables et identiques pour les isotopes stables ou radioactifs en se basant uniquement sur une approche toxicologique du problème.

En 1975, la publication 23 de la CIPR* avait rassemblé les données connues sur la physiologie de très nombreux éléments chimiques parmi lesquels se trouvent les plus importants de ceux qui concernent l'industrie nucléaire. A l'aide de ces données, la Commission Internationale de la Radioprotection avait construit un « homme de référence » pour lequel on dispose, pour une cinquantaine d'éléments chimiques, des quantités présentes dans l'organisme et des apports quotidiens respectant les équilibres physiologiques. Il est très facile d'exprimer l'apport quotidien pour un élément donné sous la forme d'une concentration de l'eau potable qui constitue une fraction de la ration alimentaire de l'homme. Ces concentrations traduisent l'équilibre entre l'homme et la géosphère dans laquelle l'humanité s'est développée.

Pour un élément chimique donné, il est donc possible de remplacer l'approche toxicologique par une approche physiologique qui respecte parfaitement le principe de précaution. Cette approche s'apparente à celle utilisée dans le domaine des rayonnements où l'on compare les doses reçues à la dose naturelle moyenne.

* Terme défini dans le glossaire

Pour une telle approche, on pourrait, par exemple, exprimer les critères sanitaires à appliquer aux isotopes stables et radioactifs relargués à partir d'un stockage de déchets par les taux de dilution nécessaires pour obtenir une concentration admissible dans l'eau potable. Mais il est certainement possible de retenir d'autres critères et d'autres modes d'expression.

Si un tel critère de concentration était retenu, il serait aisé d'obtenir, aux cours d'exercices comparatifs, des valeurs qui permettent :

- de hiérarchiser les isotopes présents dans le stockage (demande exprimée par la Commission dès son premier rapport),
- de calculer pour chaque site, en fonction de sa géologie, les quantités maximales stockables des différents types de déchets,
- d'étudier l'impact des verres, des combustibles non retraités et de leurs mélanges,
- d'analyser l'impact des combustibles MOX* et d'autres combustibles (thorium),
- de justifier l'intérêt de la méthode de séparation-transmutation (isotopes à séparer, à transmuter, à conditionner),
- de comparer entre eux les différents concepts d'entreposage et de stockage,
- de déterminer le poids respectif des caractéristiques d'un site : géologie, hydrologie... sur la dispersion ou la rétention des radionucléides.

Mais cela suppose évidemment qu'un inventaire radiochimique et chimique de référence soit établi au préalable.

La Commission recommande donc d'établir au plus tôt un inventaire radiochimique et chimique de référence, et, après avoir choisi des critères sanitaires communs aux isotopes stables et radioactifs, d'effectuer quelques exercices simples pour comparer l'impact sanitaire des concepts proposés.

Elle souhaite également qu'une comparaison soit effectuée entre les différents concepts appliquant les critères sanitaires retenus dans les exercices précédents et ceux actuellement utilisés en radioprotection.

* Terme défini dans le glossaire

4.3 Les conditionnements et les entreposages (axe 3)

L'axe 3 porte sur l'étude de procédés de conditionnement des déchets et l'étude de l'entreposage de longue durée, voire de très longue durée, en surface ou en subsurface des colis de déchets. Selon les directives ministérielles, c'est le CEA qui est le pilote des recherches au regard de la loi. Celles-ci sont conduites en concertation avec l'ANDRA et/ou avec la COGEMA et l'EDF ou bien à la propre initiative du CEA, en prévision de demandes ultérieures qui pourraient émaner de l'ANDRA ou de la COGEMA. Cette année, les activités de l'axe 3 ont été restructurées avec l'objectif clairement réaffirmé de la diminution du volume de déchets B et le programme ETLD* a été mis en place.

4.3.1 Le conditionnement

Le conditionnement des déchets comprend quatre étapes : le traitement des matières radioactives que l'on considère comme un déchet, pour obtenir, si ce n'est déjà le cas, une phase solide, l'incorporation de cette phase solide dans une matrice de confinement, la réalisation d'un colis, et finalement la caractérisation de cette matrice et de ce colis. Ce conditionnement vise, dans la majorité des cas, la confection de colis que l'on veut stocker de façon sûre.

Les recherches relevant de l'axe 3 de la loi portent strictement sur ces divers aspects pour les colis qui contiendront, *in fine*, des quantités de radionucléides ne permettant pas leur évacuation dans un centre de stockage de surface. Toutefois ces recherches ne sont pas indépendantes des études paramétriques et séquentielles visant à la qualification des éléments constitutifs des colis (matrice et conteneur), c'est à dire à l'étude de leur aptitude à résister aux agressions dont ils pourront être l'objet dans des conditions particulières. Elles préparent donc aussi globalement celles du comportement à long terme des colis (CLTC*) en situation de stockage (et d'entreposage longue durée) qui relèvent de l'axe 2. Ces dernières ont été examinées précédemment au paragraphe 4.2.2.

C'est le CEA qui conduit pratiquement toutes les recherches sur le conditionnement, soit pour ses propres besoins, soit pour les autres producteurs de déchets, soit pour l'ANDRA dans le cadre des procédures de caractérisation ou

* Terme défini dans le glossaire

d'agrément. La diversité des matières et des déchets à traiter résulte soit de l'ensemble des activités industrielles actuelles, hormis celles qui conduisent à un traitement en ligne comme à La Hague ou à Marcoule, soit des activités anciennes qui ont conduit la plupart du temps à un entreposage en vrac, en fûts et caissons. Enfin, il y a lieu d'envisager également les déchets du futur et les matrices nouvelles plus performantes.

Le traitement des effluents liquides conduit le CEA à tester plusieurs procédés de décontamination des solutions aqueuses par électrolyse, microfiltration, adsorption ainsi que des procédés de traitements ou d'évaporation, de minéralisation ou encore de procédés de destruction des solutions organiques (oxydation par voie humide* en conditions sous-ou super-critiques). Pour les déchets solides, deux étapes sont généralement testées : la décontamination (ultrasons, mousse, électrolyse, traitement de surface), puis la réduction de volume (compactage, incinération, fusion).

Ce sont probablement les recherches sur la vitrification directe, ou par adjonction d'une fritte de verre, de divers solides divisés (concentrats d'évaporateurs, résines, cendres, etc...) qui sont les plus novatrices et qui conduisent finalement à un vitrifiat assez robuste. A cet égard, on peut noter l'utilisation de torche à plasma* (et de plasma d'arc transféré*) dans des installations prototypes de petite taille (Cadarache) ou l'utilisation du creuset froid (Marcoule) dont le débit est de quelques kilogrammes par heure (voir rapport n°3). L'expérience acquise par le CEA en matière de formulation de verres nucléaires et de maîtrise de la haute température est évidemment précieuse pour ces recherches à caractère appliqué. Par ailleurs, le CEA poursuit activement les développements technologiques en matière d'incinération (par exemple des déchets alpha) et de traitement post-combustion des gaz. Ils devraient aboutir d'ici quelques années à l'équipement d'installations industrielles de traitement et conditionnement de déchets.

Le CEA a présenté à la Commission les derniers développements technologiques dans l'ensemble de ces domaines.

* Terme défini dans le glossaire

Le CEA poursuit la recherche sur la céramisation de concentrats d'évaporateurs d'effluents liquides. Si le cas des effluents de type STEL* de Saclay semble réglé, celui des effluents de Cadarache nécessite encore la recherche d'une céramique composite « flexible ». Le projet de céramisation des concentrats d'évaporateur de la STEL* de Saclay (production de néphéline dont la démonstration de faisabilité a été faite) qui était entrée dans une phase de développement d'opérations unitaires pour aboutir à un procédé industriel capable de traiter 17 tonnes par an est aujourd'hui arrêté au profit de la cimentation.

Dans une optique de "tout au verre" qui consiste à envoyer à la vitrification le maximum de matière radioactive après réduction de volume, les études sur les verres en tant que matrice de confinement se poursuivent tant au plan fondamental qu'appliqué. Il s'agit en effet, soit d'élargir la composition du verre R7T7*, soit de trouver de nouvelles formulations et de nouveaux procédés permettant par exemple d'incorporer dans un verre des fines de dissolution ou des calcinats riches en sodium. La Commission a souligné plusieurs fois dans ses rapports la qualité des recherches faites dans le domaine des verres par le CEA dont les compétences sont reconnues à l'étranger.

Les bitumes ne sont plus utilisés à La Hague. Pour autant cette matrice ne sera pas abandonnée, elle devrait encore servir pour enrober les boues de la STE2* et les concentrats d'évaporateur de la STEL* de Marcoule. Les spécifications de bitumes appropriées à chaque installation sont donc à l'étude.

Les études du CEA s'adressent aussi aux matières radioactives de l'industrie nucléaire du futur. A cet égard, les recherches sur les nouvelles matrices minérales pour le conditionnement d'éléments séparés (programme NMC* du CEA - Nouvelles Matrices de Conditionnement) s'inscrivent dans la stratégie séparation-conditionnement et se poursuivent séparation/conditionnement et se poursuivent dans l'optique d'une mise en œuvre industrielle.

Le choix de matériaux pour constituer une matrice est fondé sur leur capacité à incorporer les radionucléides dans les réseaux cristallins ou vitreux ou les deux, sur leurs performances de confinement à long terme (copie de minéraux naturels) et sur leur facilité de préparation par fusion ou céramisation/frittage en milieu radioactif. Une préférence va actuellement à la fusion.

* Terme défini dans le glossaire

Ce conditionnement s'adresse actuellement aux radionucléides séparés, comme l'iode, mais aussi aux éléments qui pourraient provenir du retraitement poussé des combustibles, comme le césium, le technétium, les actinides mineurs, ou encore au plutonium séparé dont on n'aurait plus jamais l'usage.

Concernant les céramiques, les efforts portent sur l'utilisation des monazites* et plus particulièrement des apatites*, domaine dans lequel le CEA a une avance certaine, ainsi que sur la zirconolite* ou la zircone*.

Le programme de recherches pour la mise au point de matériaux apatitiques de type fluorés se structure. Il comprend :

- des études d'apatites* naturelles ; à cet égard, celles d'Oklo sont riches d'enseignement quant à leur pouvoir de rétention des actinides et produits de fission,
- les conditions d'obtention de la céramique par un frittage et/ou une fusion (vitro-céramiques) à partir de composés silicatophosphatiques*,
- l'optimisation de la production de la matrice apatitique pour le confinement de l'iode, mise au point les années précédentes et l'étude de son altérabilité ; une matrice pour le césium est à l'étude.

Pour l'instant, la majorité de ces recherches est effectuée sur des échantillons inactifs ou sur des échantillons dopés avec de petites quantités d'américium ou de plutonium.

Le programme sur l'incorporation des radionucléides dans les solides à base de zirconium a débuté par l'étude des phases formées avec des lanthanides.

Les matériaux vitrocristallins* offrent l'avantage du double confinement des radionucléides dans une phase cristalline, elle-même confinée dans le verre. C'est dans cette voie que le CEA développe des recherches pour faire cristalliser dans un verre des phases réputées insolubles comme la titanite*, les apatites* mais surtout

* Terme défini dans le glossaire

la zirconolite*. Les résultats sont encourageants. Ces recherches sont complémentaires de celles conduites à la fois sur les vitrocéramiques* et sur le Synroc* qui renferme des phases cristallines identiques. Les expériences portent sur des quantités de matières allant jusqu'au kilogramme.

Le CEA poursuit par ailleurs les études sur la production de Synroc* par fusion en creuset froid et teste l'altération par l'eau des composés produits. Cette voie alternative au frittage traditionnel est très prometteuse.

Le CEA a présenté à la Commission des résultats à l'échelle du laboratoire (100 g) sur le confinement du césium dans des matériaux élaborés par fusion (verres et vitrocéramiques*, incorporant jusqu'à 10 % d'oxyde) ou par frittage sous charge (apatite). La préparation du matériau de confinement de l'iode, une céramique apatitique composite, semble être au point. L'iode est partiellement incorporé dans la céramique. D'une façon générale, des progrès importants ont été obtenus cette année dans l'incorporation du plutonium (jusqu'à 10 %) et de néodyme (simulant les actinides mineurs) dans des phases de zirconolite* (vitrocéramique* ou Synroc* préparés par fusion à l'échelle du kilogramme). Leur résistance exceptionnelle à la lixiviation a été confirmée.

Lorsque les verres ne sont pas borosilicatés, c'est-à-dire différent du verre R7T7*, on peut attendre une résistance mécanique renforcée voire aussi une résistance mécanique à l'altérabilité chimique. Dans cette voie, les verres SIALON* (silice-alumine-oxygène-azote) continuent à être étudiés en collaboration avec l'université de Rennes.

La modélisation des propriétés des matrices pures et des interactions matrice - radionucléides a commencé.

Le CNRS-IN2P3 en collaboration avec le CEA et la COGEMA étudie des céramiques* phosphatées à base de thorium. L'une d'entre elles, le phosphate diphosphate de thorium, apparaît assez remarquable. Elle peut accueillir en solution solide de l'uranium (75 %), du neptunium (50 %) et du plutonium (40 %), ce qui représente des taux particulièrement élevés. Elle se fritte aisément, sa résistance à la

* Terme défini dans le glossaire

lixiviation est élevée et elle assure donc de très bonnes propriétés de rétention pour ces radionucléides.

Une voie originale de préparation d'apatite basse température (200°C) à partir de mélanges de différents phosphates de calcium se poursuit. Cette technique sert à la préparation des pièces céramisées.

Enfin un Groupement de Recherches CNRS-CEA : NOMADE* (NOUveau MATériaux pour nouveaux DEchets) est en cours de formation, conformément à une recommandation de la Commission.

Concernant l'axe 3 de la loi, le conditionnement des déchets dans de nouvelles matrices a réalisé des avancées importantes dans les directions recommandées les années précédentes. La Commission encourage la poursuite de ces recherches selon les orientations présentées par leurs auteurs : vitrification, et particulièrement « vitrification directe des déchets B », céramisation de concentrats, nouvelles matrices minérales (matériaux vitrocristallins, vitrocéramiques, céramiques, etc...). Il convient aussi de préparer les procédures d'inter-comparaisons de ces nouvelles matrices sur la base de critères à définir, notamment leur faisabilité. Un point délicat à traiter concerne leur altération par l'eau qui conduit quasiment toujours à la précipitation de nouvelles phases sur la surface externe du solide. Il est nécessaire de mener une double réflexion :

- sur les protocoles visant à élucider les mécanismes d'altération des céramiques, à l'instar de ce qui a été fait par les verres,*
- sur ce que l'on attend réellement des nouvelles matrices de confinement pour le long terme pour tel ou tel élément ou groupe d'éléments en fonction du concept de stockage. La rétention sur une longue période est un facteur primordial aussi convient-il de s'interroger sur une fin de vie prématurée de la matrice qui, subitement, n'assurerait plus le confinement.*

La Commission a pris note qu'une présentation de tous ces points sera faite par le CEA pour le prochain rapport.

La Commission est toujours dans l'attente d'informations techniques et d'un calendrier concernant la reprise, le traitement et le conditionnement des déchets anciens.

4.3.2 La caractérisation et l'expertise

La connaissance des colis est indispensable pour établir les dossiers de connaissance en vue des spécifications et ce d'autant plus qu'il s'agit de colis anciens ou de déchets en vrac. C'est pourquoi plusieurs aspects méritent considération.

D'abord, la normalisation des méthodes de caractérisation est primordiale pour les spécifications et agréments que l'ANDRA devra prononcer. Le CEA participe ou anime la concertation dans ce domaine.

Le second aspect concerne les mesures, qui peuvent être destructives ou non. Les produits d'activation et de fission à vie longue ne peuvent être dosés à très bas niveau que par voie destructive et des recherches sont en cours sur ce point. Le CEA travaille au dosage par ICP-MS* de radionucléides comme le zirconium-93, le palladium-107, l'iode-129 et le césium-135 et le neptunium-237 dans divers déchets pour atteindre des limites de détection de quelques becquerels dans 100 grammes de déchets. Une quinzaine d'autres produits de fission et d'activation sont plus difficiles à mesurer et font l'objet de différentes approches par diverses spectrométries après séparations chimiques des éléments à doser.

Les méthodes non destructives sont mises en œuvre depuis longtemps au CEA sur des colis de déchets réels, souvent de grandes dimensions. Elles peuvent demander quelques adaptations ou développements technologiques importants s'il s'agit d'interrogation neutronique* (plutonium-239 en très faible quantité par exemple 0,3mg par fût de 200 litres, iode-129) ou de spectroscopie gamma (colis de 5 mètres cubes) ou de véritables recherches lorsqu'il s'agit de la tomographie par photofission* (uranium-235 et/ou plutonium-239) ou de la tomographie par interrogation photonique* (technétium-99, iode-129 au niveau de quelques becquerels par gramme) qui est la nouvelle voie d'exploration des colis de grand volume.

Le CEA a présenté à la Commission les dispositifs actuellement utilisés et en cours de développement dans l'analyse non destructive par les mesures nucléaires gamma ou neutroniques, qu'elles soient passives ou actives, ainsi que quelques

* Terme défini dans le glossaire

techniques de dosage originales. Les performances de toutes ces méthodes (destructives ou non), sont en constante amélioration, pour répondre aux demandes des producteurs qui sont dans l'attente des spécifications de l'ANDRA pour la composition chimique et radiochimique. Les programmes de développement sont prévus actuellement jusqu'en 2001. L'aspect de la toxicité chimique dans les déchets n'est pas encore pris en compte dans les programmes de caractérisation.

Le troisième aspect concerne l'expertise et la mise au point des procédures et des protocoles des épreuves techniques pour les tests de caractérisation et de qualification. A cet égard, il faut noter que la caractérisation par analyse radiochimique des échantillons de verre R7T7* prélevés à La Hague est quasiment terminée et que les résultats sont conformes aux prévisions établies sur la base de l'assurance qualité. Le CEA a assuré la caractérisation de lots de fûts de bitume à Marcoule (60 000 fûts entreposés), des déchets en vrac de La Hague (fosses, cuves, silos) et de déchets des réacteurs UNGG. Les développements des procédures de qualification ne concernent actuellement que les colis pour stockage de surface et il n'y a pas de demande formelle de l'ANDRA pour les colis de déchets B. Toutefois le CEA anticipe ces demandes en examinant comment son expérience en la matière (procédures, analyse radiochimique, résistance mécanique, pouvoir de confinement) pourra être transposée au cas des entreposages longue durée et au stockage pour les colis produits et ceux à produire. Le programme de développement doit aboutir à des protocoles standard en 2005 selon le calendrier de l'ANDRA.

La Commission a pris acte de l'état de l'art du CEA en matière de dosage des radionucléides à vie longue importants pour la sûreté à long terme. Elle considère que le CEA a une forte expertise et s'est doté et continue à se doter, de moyens permettant l'évaluation des performances à long terme des colis de déchets.

La Commission attache une importance particulière à la connaissance des colis destinés au stockage ou à l'entreposage pour l'établissement d'un inventaire aussi complet que possible ; elle souhaite que ces opérations (mises au point des protocoles d'échantillonnage et de mesure) se poursuivent activement et que le calendrier établi par l'ANDRA pour les spécifications et les agréments ne subisse aucun retard, y compris pour l'aspect de la toxicité chimique, qui semble avoir été insuffisamment pris en compte.

* Terme défini dans le glossaire

4.3.3 Les conteneurs

Les bétons de poudres réactives* (Bouygues) ont des propriétés remarquables (résistance élevée, faible coefficient de diffusion de l'eau, altération à l'eau faible, tenue radiolytique exceptionnelle) par rapport aux bétons normaux, voire aux bétons de très hautes performances qui leur ont donné naissance. Cela est dû à une préparation spéciale leur conférant une faible porosité et une composition minéralogique sans portlandite* (première phase soluble dans un ciment normal). La poudre est mélangée à de la silice finement divisée, environ 10 microns, et des microfibres métalliques, gâchée, pressée et chauffée. Ce béton est bien adapté pour la confection de conteneurs de haute intégrité (CHI*) pour le confinement de déchets en vrac. Le CEA poursuit la caractérisation de ce béton et sa mise en oeuvre pour faire un conteneur CHI* actuellement prévu pour l'entreposage de solides radioactifs non thermiques et non réactifs. A cet égard, on craint les effets de cycles répétés de gel-dégel : la microfissuration et l'écaillage de surface. Une expérimentation assez lourde sur plusieurs centaines de cycles est en cours.

Des tests de résistance de conteneurs en fonte recyclée (versions du conteneur CF1*) pour entreposage de déchets B (fûts de bitume, déchets magnésiens) sont en cours d'étude.

La Commission note qu'en matière de conteneurs, le CEA étudie principalement des conteneurs pour l'entreposage de longue durée sans se préoccuper encore de l'acceptation de ces conteneurs et de leur contenu en stockage. Elle relève aussi que les études sur les surconteneurs ne sont pas engagées en liaison avec l'ANDRA. Enfin, la Commission recommande que les études sur les conteneurs et surconteneurs soient menées par l'ANDRA et le CEA selon un programme structuré en commun, pour couvrir tous les aspects liés aux axes 2 et 3 de la loi, et pour envisager un conditionnement admis tant en entreposage qu'en stockage.

* Terme défini dans le glossaire

4.3.4 L'entreposage d'exploitation

La Commission a visité certaines installations d'entreposage de colis de déchets B et C sur les sites de Cadarache, de Marcoule et de La Hague ; les exploitants de ces entreposages lui ont présenté les installations existantes et lui ont exposé les projets de construction de nouvelles installations dont il est rendu compte dans l'annexe 3.

L'expérience acquise lors de l'exploitation de ces entreposages est utile pour définir les concepts dans les projets d'entreposages de longue durée.

Comme le CEA doit remettre au Gouvernement d'ici la fin 1998 un rapport sur l'entreposage de subsurface, et qu'un rapport est prévu prochainement sur les concepts d'entreposage, la Commission se propose de faire une évaluation complète de ce sujet dans le rapport n° 5.

4.3.5 Le programme de comportement à long terme des matrices et des colis (CLTC*)

En raison de la prise en compte de l'entreposage de longue durée comme un maillon de gestion des déchets relevant de la loi, des problèmes spécifiques de comportement pendant plusieurs dizaines d'années des colis mis en entreposage apparaissent, notamment en cas de situations dégradées. En effet, en principe, l'entreposage doit conserver l'intégrité des colis et permettre ainsi la réversibilité par la reprise des colis. Il existe par ailleurs des besoins communs avec les problèmes de comportement des colis en stockage géologique et ceux-ci relèvent de la même méthodologie d'étude. C'est pourquoi le CEA a identifié au sein de l'axe 3 le programme spécifique CLTC* (Comportement à Long Terme des matrices et des Colis) qui est programmé de 1999 à 2005. Il a pour objectif de fournir les éléments de connaissance scientifique de base relatifs au vieillissement (tenue et confinement), et de modéliser le comportement des matrices existantes (ou prévisibles) : minérales (combustibles usés, verres, ciments) ou non minérale (bitumes). Les nouvelles conditions à prendre en compte, par rapport à celles déjà étudiées, sont celles d'un environnement sec ou non saturé en eau, avec possibilité

* Terme défini dans le glossaire

de voir apparaître un transport de radionucléides par voie gazeuse. Les phénomènes à modéliser concernent les mécanismes, les cinétiques et les interfaces, le transport, la sorption et la précipitation.

On ne dispose guère dès maintenant que de résultats sur la tenue et sur le vieillissement des colis de bitumes dont les premiers ont été confectionnés dès 1966 à Marcoule (60 00 fûts entreposés) et dès 1989 à La Hague (10 000 fûts entreposés). Ces colis ne sont pas étanches pour permettre aux gaz de radiolyse, essentiellement de l'hydrogène, de s'échapper, après avoir, dans certains cas, provoqué le gonflement de l'enrobé bitumineux.

Les résultats obtenus seront rassemblés dans un dossier de « connaissance du comportement à long terme des colis ». La première version est prévue pour 2001.

Le programme C3P* s'adresse aux conditions de stockage géologique et est conduit par le CEA en terme de « rapports d'information étroits » avec l'ANDRA. Les résultats obtenus dans le cadre de ce programme ont été discutés dans l'axe 2 (voir paragraphe 4.2.2).

La Commission souhaite que, pour son rapport n° 5, une présentation détaillée du programme spécifique du comportement à long terme des matrices et des colis pour l'entreposage de longue durée soit effectuée par le CEA.

Concernant le programme C3P, elle émet le souhait d'une présentation complète du programme par l'ANDRA en association avec le CEA dans le courant de l'année 1999. L'organisation, la structure générale et les répartitions des responsabilités devraient être exposées à la Commission à cette occasion.*

* Terme défini dans le glossaire

CHAPITRE 5 : LES DECHETS RELEVANT DE LA LOI DE 1991

Tous les producteurs de déchets ont établi de façon assez détaillée le bilan de certains déchets B et C, actuellement entreposés dans diverses installations nucléaires de base du CEA, de COGEMA et d'EDF, qu'il s'agisse des colis dont les spécifications de production sont déjà agréées ou en attente d'agrément, que de déchets non conditionnés. L'ANDRA a de son côté publié la version 1997 de l'inventaire national des déchets qui répertorie l'ensemble des matières radioactives existant en France. Dans ces documents, la distinction des colis entreposés selon leur destination finale, notamment en catégorie A ou B n'est pas toujours faite. La version 1998 de l'inventaire national des déchets a été adressée à la Commission au début du mois de septembre.

Des prévisions de production de déchets ont été faites sur la base de la stratégie actuelle de retraitement, ou en tenant compte de certains assainissements et de démantèlements programmés d'installations. Enfin, les producteurs se sont également efforcés d'effectuer des projections concernant les quantités de déchets à différentes dates, notamment 2020 et 2070, en fonction de divers scénarios de retraitement. Ces diverses données figurent dans le document de 1998 de l'ANDRA (référence ASRE-98-031A) « Données d'inventaires et prévisions de production des déchets HAVL (Haute Activité Vie Longue) » adressé à la Commission le 14 mai 1998 qui remplace la version de 1996 (ASQC-96-017A).

Compte tenu de ces informations, l'ANDRA a également fait un important effort de clarification concernant les « inventaires de déchets », les « spécifications des colis pour le stockage » et les « agréments de colis pour le stockage ». Ce travail se situe dans la poursuite des actions engagées par l'ANDRA, avec, en particulier, le support du groupe de travail ANDRA-Producteurs mis en place en 1993 qui a pour mission la mise à jour régulière des inventaires, des données de connaissance et l'élaboration des spécifications des colis.

La Commission a consacré plusieurs auditions à l'inventaire des déchets, aux spécifications et aux agréments des colis pour l'entreposage et le stockage ainsi qu'aux radionucléides particuliers qu'ils contiennent. Chronologiquement, celle-ci a été informée sur les thèmes suivants :

◆ 15 octobre 1997 :	Produits de fission et d'activation à vie longue dans les déchets,
◆ 06 novembre 1997 :	Inventaire et spécifications des colis pour le stockage profond,
◆ 20 novembre 1997 :	Déchets particuliers et isotopes spécifiques,
◆ 03 décembre 1997 :	Déchets entreposés au CEA Cadarache
◆ 04 décembre 1997 :	Déchets entreposés à Marcoule (COGEMA + CEA Valrho*)

* Terme défini dans le glossaire

Au regard des recommandations des rapports précédents et des informations qui lui ont été transmises entre octobre 1997 et juin 1998, la Commission fait dans ce chapitre un point sur les calendriers et les processus engagés pour les mises à jour de l'inventaire, aussi bien radiologique que chimique et pour l'établissement des spécifications et des agréments des colis pour le stockage. Elle examine ensuite l'actualisation de l'inventaire prévisionnel de l'ANDRA pour le stockage profond établi en 1996 et l'inventaire qui a servi de modèle pour les options initiales de conception d'un stockage profond. Enfin, elle fait le point sur les déchets particuliers entreposés et sur les isotopes spécifiques à vie longue compte tenu des données qu'elle a recueillies auprès des producteurs.

L'établissement de l'inventaire ne relève pas « *stricto sensu* » de la responsabilité de la Commission. La caractérisation, le nombre, le volume et le contenu des colis de déchets sont des paramètres essentiels qui conditionnent directement les concepts d'entreposage et de stockage. De plus ces données, même préliminaires, permettent d'évaluer plus correctement l'ensemble des problèmes techniques (thermique, contenu radiologique et chimique, confinement des radionucléides par les barrières, etc..) afin d'aborder les problèmes d'ingénierie, minière ou de surface, de dimensionnement des ouvrages, ainsi que les analyses de sûreté. C'est pourquoi la Commission a toujours attaché beaucoup d'importance à ce problème d'inventaire.

5.1 Calendriers des inventaires, spécifications et agréments pour les déchets B et C relevant de la loi de 1991

5.1.1 Le calendrier de l'inventaire radiologique

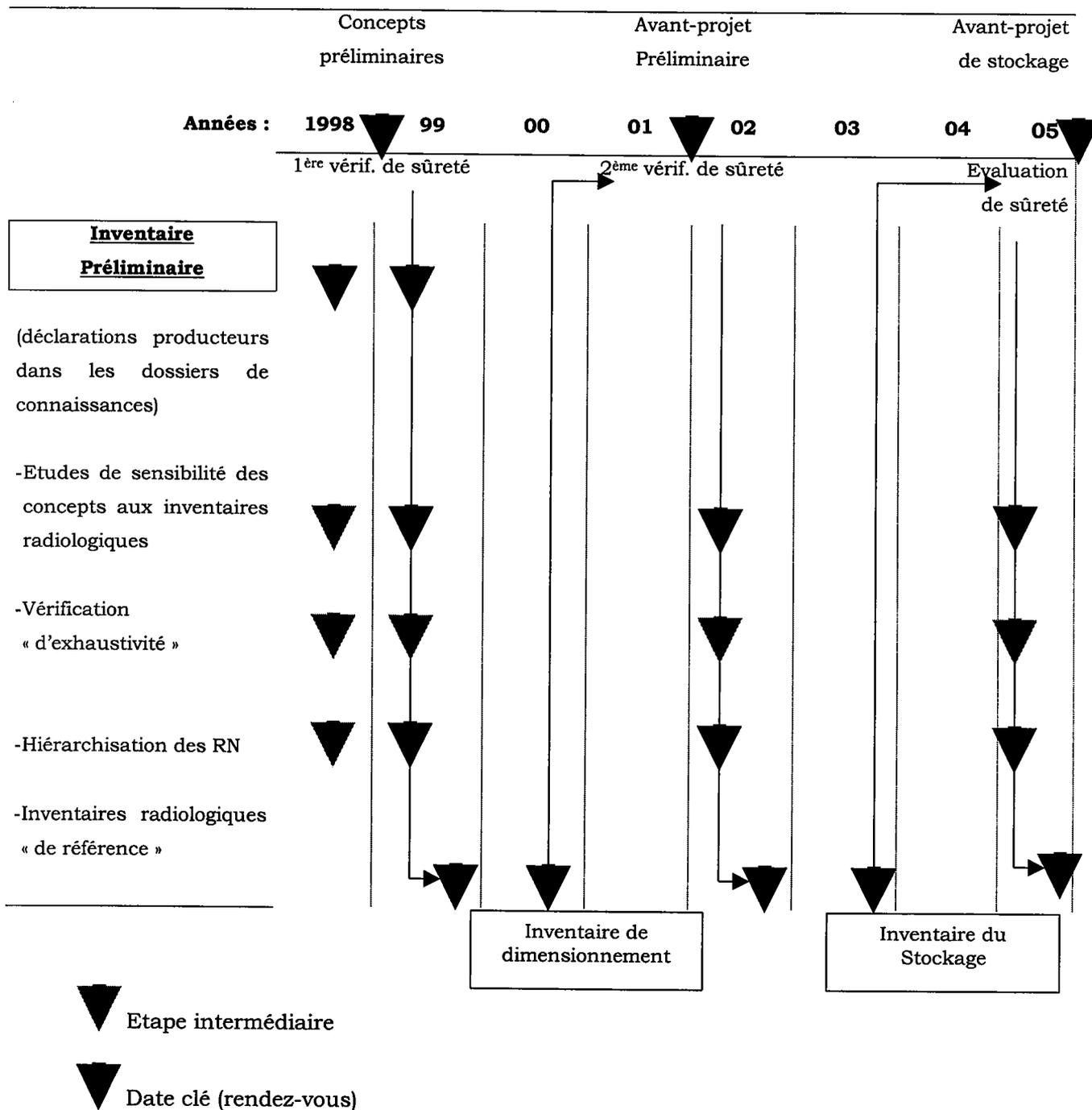
Au cours de l'audition du 6 novembre 1997 et de la présentation de la troisième édition du « Programme des recherches », le 26 mars 1998, l'ANDRA a fait part à la Commission du calendrier de l'établissement des inventaires. Ce calendrier (tableau 5.1) est étroitement lié à l'avancement des travaux du groupe de travail ANDRA/Producteurs. Un premier rendez-vous important se situe à la fin de 1998 ; il devrait permettre la production du modèle d'inventaire préliminaire. Cet inventaire résultera des données quantitatives et qualitatives fournies par les producteurs et consignées dans un dossier de connaissances pour les déchets actuels (en cours depuis 1997).

Suivra ensuite en 1999, une évaluation de la sensibilité des concepts de stockage et la vérification de sûreté liée à cet inventaire. Le dossier de connaissances régulièrement renseigné permettra l'actualisation de l'inventaire en 1999, puis en 2001. A cette date, le modèle d'inventaire de dimensionnement sera établi. En 2001, les déchets à produire selon les procédés dont la faisabilité technique aura éventuellement été démontrée grâce aux recherches conduites dans les trois axes

(nouveaux déchets, nouveaux colis, nouvelles caractéristiques...), seront introduits dans cet inventaire.

Une dernière actualisation est prévue en 2004 afin d'associer **le modèle d'inventaire du stockage** aux avant-projets de stockage en 2005.

TABLEAU 5.1 : CALENDRIER DE L'INVENTAIRE DES DECHETS B et C DESTINES AU STOCKAGE GEOLOGIQUE



5.1.2 Le processus des spécifications et des agréments des colis pour le stockage

Au calendrier de suivi de l'inventaire est associé un calendrier jalonnant le processus d'établissement des spécifications et des agréments des colis pour le stockage, schématisé sur le tableau 5.2. Ce processus conduit à envisager trois niveaux d'agrément pour chaque famille de colis ; ces derniers seront prononcés à des dates en cohérence avec les jalons prévus par le calendrier d'inventaire et celui de la conception du stockage.

Les spécifications visent les producteurs. L'objectif des agréments de l'ANDRA est de reconnaître le respect des spécifications des colis pour le stockage portant, d'une part sur la connaissance des colis (description et qualification de production) et, d'autre part, sur les performances des colis requises par les exigences des avant-projets ou du projet de stockage. Ils fixent le cadre formel du dialogue entre l'ANDRA et les Producteurs.

- **Le niveau 1** correspond à la phase des options initiales de conception (1998).

Sur la base d'une déclaration du colis par le producteur, associée à une description de ses caractéristiques, l'agrément de niveau 1 permet la prise en compte du colis dans le cahier des charges de conception du stockage. Il signifie que l'ANDRA reconnaît la production d'un type de colis de caractéristiques connues et pérennes. La connaissance par l'ANDRA de ces colis permet de les prendre en compte dans le processus itératif d'élaboration des concepts de stockage. L'accent des producteurs sera mis sur une amélioration de cette connaissance pour répondre aux besoins de l'ANDRA. Ce niveau d'agrément correspond également à la déclaration des colis anciens, dont les caractéristiques sont alors précisées.

- **Le niveau 2** correspond à l'émission d'un avant-projet préliminaire de stockage (2001).

L'agrément de niveau 2 traduit la conformité du colis aux exigences de performances qui résultent de cet avant-projet. La démonstration s'effectue par des épreuves de caractérisation, encore conventionnelles pour certaines, qui portent notamment sur le comportement à long terme.

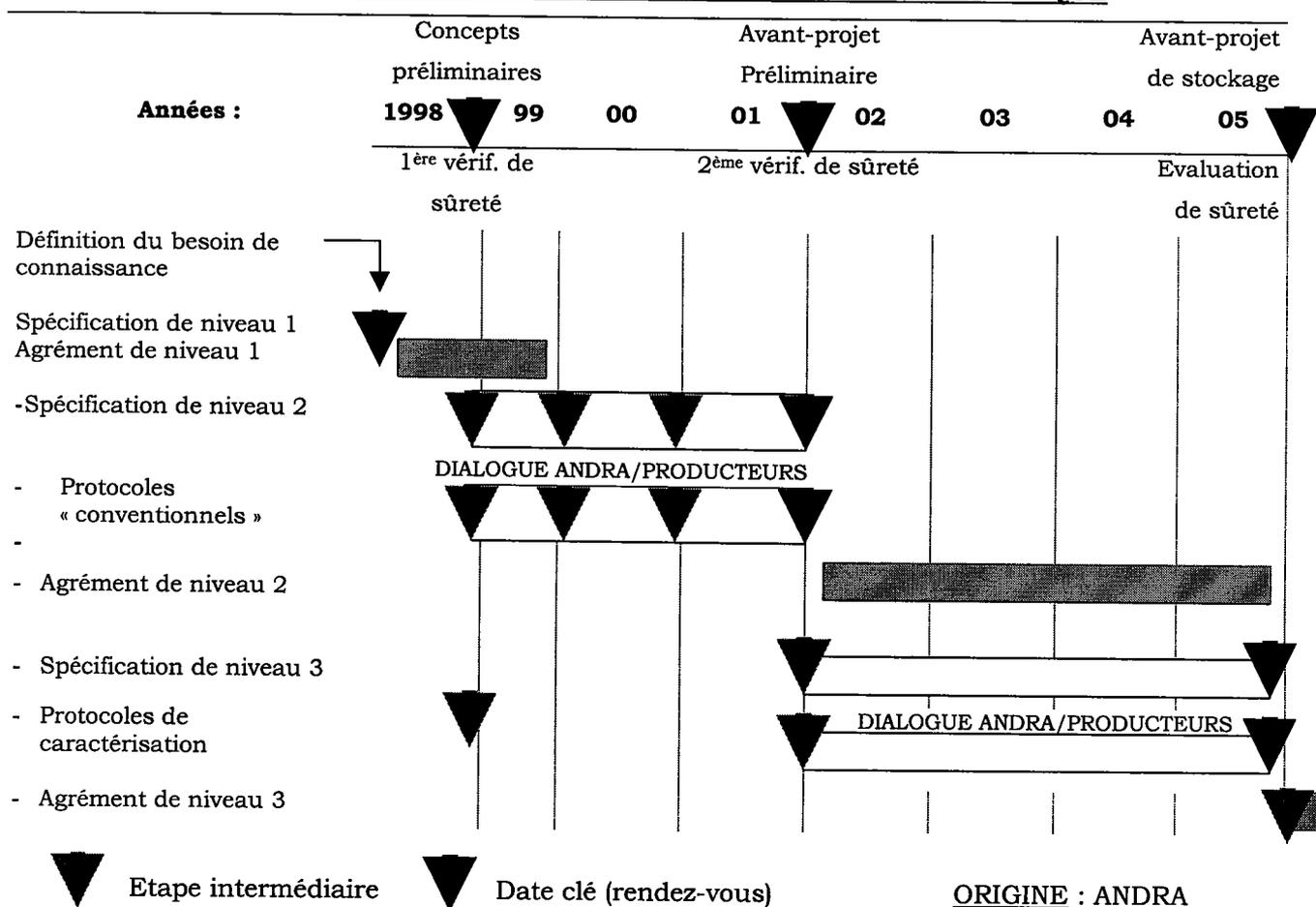
- **Le niveau 3** coïncide avec l'établissement de l'avant-projet de stockage (2005).

Ce niveau correspond à l'engagement par l'ANDRA de la prise en charge du colis sur la base des exigences définitives du projet de stockage et d'épreuves de caractérisation normalisées définies par l'ANDRA, représentatives du comportement à long terme et en cohérence avec les modèles utilisés dans l'analyse de sûreté.

Pour l'instant le groupe de travail ANDRA-Producteurs constitue les dossiers de connaissances pour le modèle d'inventaire initial, dont on traitera au paragraphe 5.2, et l'ANDRA a défini les options initiales de conception pour le stockage.

En conclusion, la Commission note avec satisfaction la clarification apportée par l'ANDRA sur les étapes de convergence qui fixeront les inventaires et permettront à l'ANDRA de prononcer des agréments de colis fondés sur des spécifications pour le stockage. Une collaboration étroite devra être établie pour l'étape des agréments et spécifications des colis pour l'entreposage de longue durée, dès que le CEA aura défini, à cet égard, les options initiales de conception.

TABLEAU 5.2 : CALENDRIER DES PROCESSUS DE SPECIFICATIONS ET D'AGREMENTS DES COLIS DESTINES AU STOCKAGE GEOLOGIQUE



5.2 Actualisation 1998 des données d'inventaire et du modèle d'inventaire pour les options initiales de conception d'un stockage

5.2.1 Inventaires établis en 1998, (déchets existants et prévisions pour 2020 et pour 2070)

La mise à jour de l'inventaire faite par le groupe de travail ANDRA - Producteurs a été transmise à la Commission le 14 mai 1998 (référence ASRE 98-031/A). Le document transmis explicite sur quelles bases de conditionnement et selon quels scénarios (voir encadré) les données ont été obtenues. A partir de l'ensemble des données de 1996, 1997, 1998, la Commission a dressé l'évolution des prévisions d'inventaire en 2020 globalement et par producteur.

Jusqu'à la transmission de la mise à jour de 1998, la Commission disposait du document ASQC-96-017A et des valeurs fournies par l'ANDRA lors de l'audition du 6 novembre 1997 (tableau 5.3). C'est sur la base de ces informations que la Commission a d'ailleurs établi son rapport sur la réversibilité des stockages remis au Gouvernement le 19 juin 1998.

Les estimations prévisionnelles pour 2020 et 2070 établies en 1996 (édition ANDRA -ASQC-96-017A: inventaire et prévision de production des déchets non admissibles en stockage de surface), en particulier celles pour 2020, étaient comparables aux valeurs transmises précédemment. Lors des auditions celles-ci faisaient état d'environ 80 000 m³ de déchets B, 5 000 m³ de déchets C et 10 à 60 tonnes de combustibles irradiés à stocker dans le cas du scénario A où l'ensemble des combustibles usés sont retraités (voir encadré). Les combustibles irradiés non retraités s'élèveraient à environ 5 000 tonnes dans le cas d'un retraitement limité à 850 tonnes par an pour respecter l'égalité des flux entre le plutonium retraité et celui utilisé pour la fabrication des combustibles MOX*.

* Terme défini dans le glossaire

**TABLEAU 5.3 : INVENTAIRE SUIVANT LE SCENARIO A' PRESENTE PAR
L'ANDRA A L'AUDITION DU 6 NOVEMBRE 1997**

PRODUCTEURS	PREVISIONS 2020		PREVISIONS 2070	
	DECHETS B (m ³)	DECHETS C (m ³) + COMBUSTIBLES (t)	DECHETS B (m ³)	DECHETS C (m ³) + COMBUSTIBLES (t)
COGEMA La Hague	21 695	4 352 m ³	38 783	7 664 m ³
COGEMA Marcoule	19 425	504 m ³	19 425	504 m ³
TOTAL COGEMA	41 120	4 856 m³	58 208	8 168 m³
EDF	16 010	-	24 130	-
CEA	19 800 - 26 400	10 - 60 t	Non défini (> 19 800 à 26 400)	non défini
TOTAL TOUS PRODUCTEURS	76 930 - 83 350 (1)	4 856 m³ 10 - 60 t	> 82 338 (1) et (2)	> 8 168 m³ (2)

(1) Hors déchets de démantèlement de COGEMA MARCOULE

(2) Hors déchets CEA

Origine : ANDRA

SCENARIOS POUR LES PREVISIONS D'INVENTAIRE DE DECHETS
Selon le document ANDRA -ASQC-96-017A

En raison de la date prévisionnelle d'ouverture d'un stockage profond (2020) et de la durée d'exploitation considérée (50 ans), deux scénarios ont été élaborés pour les combustibles usés du parc nucléaire supposé équivalent et constant à 400 TWh/an :

SCENARIO A : Le combustible usé produit (1200 tonnes de métal lourd par an) est entièrement retraité à partir de 2000 ; les flux de combustibles UOX* et MOX* sont respectivement de 1080 tonnes et 120 tonnes par an.

SCENARIO B : Le combustible usé produit est entièrement retraité jusqu'à 2020 ; au-delà le combustible est entreposé puis stocké en l'état ; les flux respectifs de combustibles UOX* et MOX* sont identiques à ceux du scénario A.

* Terme défini dans le glossaire

Le nouvel inventaire général transmis par l'ANDRA en juin 1998 (référence : ASRE 98-031A) présente des écarts importants avec les données précédentes. La comparaison des inventaires de 1996 et de 1998, dont les présentations sont similaires et les hypothèses qui les sous-tendent identiques pour certains, différentes pour d'autres, est reportée dans le tableau 5.4.

L'ensemble des données affiche clairement une diminution considérable du volume présumé des déchets B, notamment dès 2020, puis sur la période comprise entre 2020 et 2070. Cette évolution n'est pas toujours facilement interprétable.

TABLEAU 5.4 : EVOLUTION DE L'INVENTAIRE DE BASE SELON LES SCENARIOS (Inventaires ANDRA 1996 et 1998)

TYPE DE DECHETS		PREVISIONS	PREVISIONS 2070	PREVISIONS 2070
		2020	SCENARIO A (2)	SCENARIO B
DECHETS B (en m ³)	1998 ⁽¹⁾	47 700 – 49 385	59 689 – 61 374	50 544 – 52 229
	1996 (1)	76 930 – 83 530	82 338	65 250
DECHETS C (en m ³)	1998	5 020	8 168	5 020
	1996	4 856	8 168	4 856
COMBUSTIBLES USES (en tonnes)	1998	0 (2)	0	24 000
	1996	10-60	Non défini	24 000

(1) Hors déchets de démantèlement de Marcoule (5 550 m³)

(2) Hypothèse retraitement total jusqu'en 2020.

En ce sens, la Commission regrette vivement que les inventaires présentés ne fassent pas apparaître les **stocks existants**, à ce jour, qui sont la seule base objective pour caler des prévisions. Ces prévisions reposent sur des évolutions ultérieures qui peuvent être justifiées par des changements technologiques ou des reprises de déchets anciens, mais il faut alors tenir compte d'un facteur raisonnable de succès de ces opérations et ne pas baser les évaluations sur des affichages volontaristes d'objectifs dont on ne sait pas jusqu'à quel degré ils seront atteints. Par exemple, le compactage des déchets métalliques provenant des réacteurs électronucléaires peut être considéré comme acquis alors que le conditionnement des déchets en vrac ou celui des déchets actuellement en dépôt dans des conteneurs divers doit être évalué avec prudence, sans négliger les déchets issus du reconditionnement. Le problème

du déclassement, à cette occasion, de déchets B en déchets A recevables au Centre de Stockage de Surface (CSA) doit être traité avec la même prudence.

La Commission a tenté de comprendre les bases de ces évolutions. A cet effet, elle a procédé dans le tableau 5.5 à une comparaison des inventaires en 2020, par producteur ; elle a d'autre part, rassemblé dans le tableau détaillé 5.6, consacré aux seuls déchets B, les données successives issues de diverses sources.

Selon des références citées par le rapport de l'Office parlementaire préparé par Messieurs les Députés BATAILLE et GALLEY (1998 –L'aval du cycle nucléaire– Tome I : Etude générale), le volume des déchets B était estimé en 2020 à 57000 m³ avec une production annuelle de 3000 m³ (tableau 5.6) ; dans une autre référence (Op. cité, tableau 44) citée également dans le rapport de Messieurs les Députés BATAILLE et GALLEY mais non utilisée dans leur tableau 44 (ANDRA dans Sciences et Avenir, juin 1998), les données fournies par l'ANDRA sont les suivantes : 55000 m³ en 2000 ; 81-88000 m³ en 2020 (soit une production annuelle de 1500 m³).

La Commission n'est pas parvenue à réconcilier les diverses valeurs prévues pour 2020, ou même à opter pour l'une d'entre elles. Par exemple, si l'estimation d'une production annuelle de 3 000 m³ de déchets B est correcte, les évaluations basses, telles que 49 000 ou 57 000 m³ en 2020, supposent pratiquement un stock actuel nul de ce type de déchets, ce qui est loin d'être le cas.

**TABLEAU 5.5 : COMPARAISON DES INVENTAIRES PAR PRODUCTEUR EN 2020
(en m³ pour les déchets, en tonnes pour les combustibles)**

Producteurs	Dates d'estimation	1996 (inventaire ANDRA)	1998 (inventaire ANDRA)
COGEMA La Hague + Marcoule	Déchets B	41 120 ⁽¹⁾	38.539 ⁽¹⁾
	Déchets C	4 856	5011
EDF	Déchets B	16 010	990
	Combustibles usés	n.c. ⁽²⁾	n.c. ⁽²⁾
CEA	Déchets B	19 800 – 26 000	8 171 – 9 856
	Déchets C	-	9
	Combustibles usés	10 – 60	0 ⁽³⁾
TOTAL			
Déchets B		76 930 – 83 530⁽¹⁾⁽²⁾	47 700 – 49 385⁽¹⁾
Déchets C		4 856	5 020
Combustibles usés (hors REP)		10 – 60	0⁽³⁾

(1) Hors déchets du démantèlement de Marcoule prévu : (5 550 m³).

(2) Non conditionnés, non comptabilisés.

(3) L'inventaire CEA retient 107 tonnes ; l'ANDRA retient l'hypothèse d'un retraitement total.

TABLEAU 5-6 : RECAPITULATIF DES DONNEES D'INVENTAIRE POUR LES DECHETS B ET LES PREVISIONS EN 2020 ET 2070 (EN m³)

Origines des données	Déchets B	Stocks existants	Production annuelle estimée	Prévision des stocks en 2020	Prévisions des stocks en 2070	
					Scénario A	Scénario B
1991 – CEA ⁽¹⁾ 1994 – ANDRA ⁽²⁾		40 200 ⁽¹⁾ dont 50 % VRAC	2 800 m ³ / an	85 600 ⁽²⁾	-	-
Inventaire ANDRA 1996 – ASQC 96.017.A		-	-	76 930 à 83 530	> 82 338 ⁽³⁾	> 65 250 ⁽³⁾
Audition CNE ANDRA 06/11/1997		-	-	57 500 à 68 000 ⁽⁴⁾	-	-
Rapport de MM. BATAILLE-GALLEY Juin 1998 (OPECST)		55 000 ⁽⁵⁾	3 000 m ³ / an	57 000 ⁽⁶⁾	-	-
Sciences et Avenir selon ANDRA JUIN 1998		55 000	3 000 m ³ / an	81 à 88 000	-	-
Inventaire ANDRA 1998 – ASRE 98.031.A		-	-	47 700 à 49 385	59 689 à 61 374	50 544 à 52 229

⁽¹⁾ 1991 – Inventaire de la Commission Scientifique et Technique du CEA

⁽²⁾ Volume C – Bilan 1994 ANDRA – les prévisions des stocks 2020 et 2070 excluent les déchets de démantèlement de Marcoule (5 550 m³ non conditionnés)

⁽³⁾ Hors déchets CEA évalués seulement jusqu'à 2020 (19 800 à 26 400 m³)

⁽⁴⁾ Hors déchets EDF (1 300 m³ non conditionnés)

⁽⁵⁾ Chiffre cité dans le rapport de MM. les députés Bataille – Galley avec la référence Sciences et Avenir (selon ANDRA) – page 106 – tableau 44

⁽⁶⁾ Chiffre cité dans le rapport MM. les députés Bataille – Galley avec la référence du compte rendu du Comité Interministériel du 2 février 1998 – page 106 – tableau 44

Les données des différents tableaux permettent d'apprécier l'évolution des données d'inventaire.

Pour sa part, la Commission note une estimation cohérente du volume des déchets C issus du retraitement avec la prise en compte à partir de 1998, des verres entreposés au CEA. Elle constate cependant qu'aucun combustible ne figure pour 2020, à l'inventaire de 1998, que ce soient les combustibles MOX* non retraités d'EDF, les combustibles divers et les échantillons de combustibles du CEA, ou encore ceux de la propulsion navale*. Le CEA mentionne 107 tonnes en 2020 ; cette valeur n'est pas reprise dans le bilan général de l'ANDRA. Cette position est certes justifiée puisque ces combustibles, pour la plupart usés, contiennent des produits éventuellement valorisables en particulier du plutonium et de l'uranium et ne sont donc pas des déchets ultimes au sens de la loi de 1992. Il est par contre hautement souhaitable de disposer d'un inventaire spécifique de ces combustibles pour une première évaluation des sites d'entreposage ou de stockage éventuel. La disparition de l'inventaire des combustibles irradiés ou usés en entreposage (civils et militaires) suppose leur retraitement d'ici 2020. L'inventaire présenté ne comporte pas non plus les combustibles usés UOX* et MOX* non retraités, ce qui est normal puisqu'ils ne constituent pas non plus des déchets ultimes au sens de la loi de 1992. Le problème spécifique du plutonium est traité dans le rapport de Messieurs les Députés BATAILLE et GALLEY de 1998.

Pour ce qui concerne les déchets B, la Commission note une forte diminution du volume des déchets B du CEA, d'environ 50 %. Cette diminution de volume des déchets résulterait, selon le producteur, des traitements et des conditionnements qui seront mis en œuvre dans CEDRA* et par le déclassement de déchets B en déchets A. La Commission s'interroge sur la possibilité d'appliquer ce raisonnement à l'ensemble des déchets B. La forte réduction de volume envisagée par EDF est due au choix du compactage de ses déchets métalliques. D'une façon générale la comptabilité des déchets B est faite en additionnant les colis existants et ceux, à venir, dont le conditionnement n'est toujours pas définitivement fixé mais qui est programmé avant 2020.

De nombreuses sources de déchets, déjà existantes ou prévisibles, ne semblent pas prises en compte dans les inventaires établis par les acteurs de la loi ; pourront-elles générer, avant la date de 2020 choisie pour l'inventaire, des déchets non admissibles en catégorie A, donc non stockables en surface au CSA ?

* Terme défini dans le glossaire

On peut relever en particulier :

- le démantèlement des réacteurs déjà arrêtés (UNGG, recherche),
- les déchets résultant de l'arrêt de Superphénix,
- le démantèlement de l'installation COGEMA de Marcoule,
- la reprise des déchets en vrac (tranchées, silos, etc.)

De la même façon, l'évaluation faite pour 2070 devra prendre en compte le démantèlement des réacteurs qui s'arrêteront vers 2020, de Phénix et de Superphénix, etc.

5.2.2 Modèle d'inventaire initial et dimensionnement des dépôts

Parallèlement aux prévisions fournies par les producteurs, l'ANDRA a établi un **modèle d'inventaire initial**, base du dimensionnement de la conception de stockage profond. Ce modèle devrait disparaître au profit du **modèle d'inventaire préliminaire** selon le calendrier décrit au paragraphe 5.1.1 qui prévoit des refontes régulières de l'inventaire d'ici 2006 et des définitions de colis-type associés à des modules de stockage. Actuellement, des hypothèses de conditionnement pour les déchets anciens sont prises en compte pour EDF et pour la COGEMA ; dans cet inventaire initial, il reste toutefois à prendre en compte les déchets de démantèlement de Marcoule et partiellement ceux du CEA. Une liste de colis - type est en cours d'établissement.

Le modèle d'inventaire initial, tel qu'il a été présenté à la Commission, envisage les quantités de colis supposés stockés dans un ouvrage en 2070. Le nombre de colis et leur volume sont les suivants :

- Déchets C : 48 300 colis de verre pour un volume d'environ 8 700 m³,
- Déchets B : 284 000 colis de déchets soit environ 134 000 m³, dont : 93 000 colis de déchets bitumés soit environ 33 000 m³, 130 000 colis de déchets compactés soit environ 23 000 m³, 61 000 colis de déchets cimentés soit environ 78 000 m³.

Dans le cadre du scénario B*, période de 2020 à 2040 sans retraitement des combustibles usés, cet inventaire prend également en compte 24 000 tonnes de métal lourd avec une proportion de 10 % de combustibles MOX* à 43,5 GWj/t de taux de combustion et 90 % de combustibles UOX* avec un taux de combustion de 33 GWj/t.

* Terme défini dans le glossaire

Il apparaît que les bases de dimensionnement retenues par l'ANDRA pour les options initiales de conception couvrent assez largement l'ensemble des volumes et des types de déchets susceptibles d'être stockés en profondeur.

C'est sur la base d'un inventaire différent de ceux présentés jusqu'à présent à la Commission que les emprises de stockage spécifiques à chaque site ont été définies. Une première étude préliminaire en fonction du temps d'entreposage a été réalisée par l'ANDRA. Elle conduit, à partir des hypothèses actuelles (30 ans de refroidissement des verres et 50 ans de refroidissement des combustibles UOX* et MOX*) à des emprises de l'ordre de plusieurs km² où les 24 000 tonnes de combustibles occupent une surface prépondérante.

L'emprise des stockages, réversibles ou non, dans le cadre de la loi de 1991, apparaît ici pour la première fois. L'ordre de grandeur (500 à 1000 hectares soit 5 à 10 km²), avec les hypothèses retenues, est à souligner. On voit clairement, dans cette évaluation de l'ANDRA⁽¹⁾, apparaître le poids des combustibles usés irradiés en raison de la chaleur dégagée, et tout particulièrement celui des combustibles MOX* s'ils devaient être envoyés en stockage direct réversible ou irréversible.

5.2.3. CONCLUSIONS ET RECOMMANDATIONS SUR L'INVENTAIRE GENERAL DES DECHETS

La Commission a déjà fait de nombreuses remarques et recommandations relatives à l'inventaire des déchets, notamment à celui des déchets B. Elle est à nouveau conduite à revenir sur l'inventaire en raison des nouvelles valeurs qui lui ont été fournies.

La Commission est consciente des efforts de tous les producteurs de déchets pour réduire les volumes de déchets et elle suit avec attention les avancements des procédés à l'étude au CEA ou déjà mis en œuvre à COGEMA pour atteindre cet objectif, ainsi que les protocoles de mesures qui permettraient un éventuel classement en catégorie A de déchets encore mal caractérisés. Elle ne doute pas que, dans les années qui viennent, les flux annuels de déchets B seront considérablement réduits. Elle ne doute pas non plus que les combustibles particuliers en entreposage au CEA puissent être retraités si les décisions sont prises. Cependant, elle recommande d'établir un inventaire réaliste des déchets existants par catégorie à ce jour puis de réaliser une mise à jour régulière.

⁽¹⁾ Rapport ANDRA : Influence de la durée de l'entreposage sur l'emprise du stockage – Juillet 1998
* Terme défini dans le glossaire

Elle recommande également que les prévisions de production des colis de déchets destinés à un stockage soient rendues plus réalistes, plus cohérentes en évitant certains chiffres qui diffèrent selon les sources des données et qu'elles soient, pour ce qui concerne le futur, argumentées. En effet, ces prévisions sont fondées sur l'aboutissement de recherches en cours qui pour l'instant ne peuvent donner lieu qu'à des flux annuels de production prévisionnels. Elle considère qu'il est possible d'établir des prévisions crédibles pour 2020 à partir d'un état actuel du stock et de la prévision des flux de production incluant l'exploitation, la reprise des déchets et les démantèlements prévus d'ici cette date.

Il est nécessaire pour l'ANDRA de disposer de prévisions enveloppes au-delà de 2020, mais elles ne peuvent être que très prospectives car celles-ci dépendent de scénarios voire de décisions de type stratégique. Si l'on ne retient que les hypothèses de prévisions les plus optimistes, des difficultés pourraient apparaître en 2006 pour le dimensionnement avec réalisme des ouvrages de stockage.

Pour établir et maintenir à jour l'inventaire, la Commission suggère d'utiliser comme base de données l'inventaire national ANDRA. Chaque producteur pourrait distinguer dans son stock les déchets du type A et ceux du type B et indiquer les déchets pour lesquels la destination finale n'est pas encore définie. Il pourrait ensuite distinguer parmi les déchets B et C, les déchets conditionnés et les déchets à conditionner. Le récapitulatif devrait aussi distinguer la part des déchets français entreposés à La Hague.

Pour les prévisions de déchets, chaque producteur pourrait définir avec une précision suffisante, pour les types de déchets concernés, notamment les déchets B, les flux de production normale, de reprise de déchets anciens, de démantèlement, et de déchets futurs. Des révisions, à une périodicité à déterminer, permettraient d'afficher les modifications techniques envisagées par les producteurs (nouveau traitement, nouveau conditionnement ...) et de consolider les acquis techniques.

En conclusion, le problème de l'inventaire et de la destination finale des divers déchets pose plusieurs questions d'une haute importance, tant pour la sûreté générale que pour le dimensionnement des entreposages et des stockages :

- un inventaire précis et exhaustif de l'existant en 1998 serait une donnée de base d'une grande importance pour la compréhension globale du problème et la mise en œuvre des recherches,

- les réductions de volume attendues de programmes de recherche ou de développement ne peuvent être prises en compte intégralement sans une discussion approfondie des chances de succès,
- il en est de même pour les déchets non conditionnés à ce jour et dont la reprise peut générer des déchets secondaires qui ne seraient pas tous acceptables en stockage de surface (CSA*).

Pour juger des recherches relatives aux axes 1,2 et 3 de la loi de 1991, le problème central de l'inventaire est l'absence d'une estimation pertinente de l'existant à ce jour regroupant tous les objets, en service ou non, constituant ou comportant des déchets non acceptables en catégorie A. On pourrait ensuite assurer un passage plus rigoureux de ces données aux prévisions affichées pour 2020. Il s'agit d'une investigation complexe pour laquelle la Commission ne dispose pas des moyens d'action nécessaires, et qui d'ailleurs, n'entre pas dans la mission qui lui est confiée par la loi. Ceci n'enlève rien à l'importance du problème et il appartient aux Pouvoirs Publics de le traiter avec qui de droit. On peut noter que l'inventaire national de l'ANDRA ne distingue pas nommément, à ce jour, les déchets selon leur classification et leur destination finale.

5.3 Inventaire des isotopes et des déchets particuliers

Dès son premier rapport, la Commission avait attiré l'attention des acteurs de la loi sur la nécessité d'acquérir les données d'inventaire sur les isotopes et déchets particuliers. L'audition du 20 novembre 1997 a été consacrée entièrement à ces sujets. Celle du 15 octobre 1997 a concerné l'état des connaissances sur les produits de fission et d'activation à longues périodes dans l'aval du cycle.

5.3.1 Produits de fission et d'activation à vie longue

Les données d'inventaire sur le césium et l'iode figurent dans le rapport n° 3 de la Commission dans lequel elle avait souhaité compléter son information sur d'autres isotopes à vie longue, en particulier du béryllium (^{10}Be), du carbone (^{14}C), du chlore (^{36}Cl) et du calcium (^{41}Ca). En fait, on dispose d'un bilan (annexe 6) des quantités produites dans les divers combustibles et dans les matériaux de structure et on

connaît le comportement de certains d'entre eux dans le procédé PUREX* actuel, l'iode-129 et le carbone-14 étant en particulier séparés. Pour les autres, il faut consolider et affiner les mesures pour savoir au moins comment ils se partagent entre fractions insolubles et solubles lors de la dissolution des combustibles. Néanmoins on peut dire que l'on connaît raisonnablement la localisation de certains d'entre eux dans les colis de déchets actuels et à cet égard le bilan estimatif des activités des produits de fission et d'activation à vie longue actuellement pris en compte dans les colis entreposés à La Hague, a été présenté par COGEMA.

Les données disponibles pour les quatre radioinucléides mentionnés sont résumés dans les tableaux 5.7 et 5.8.

TABLEAU 5.7 : INVENTAIRE DES ISOTOPES PARTICULIERS DANS LES COMBUSTIBLES ET STRUCTURES (en gramme par tonne)

	UOX	URE	MOX	% présents dans le combustible
¹⁰ *** Be	1,5.10 ⁻²	-	-	-
¹⁴ C	1,6.10 ⁻¹	1,5.10 ⁻¹	1,1.10 ⁻¹	98 %
³⁶ Cl	2,4	2,1	8,4.10 ⁻¹	91 %
⁴¹ Ca	3,6.10 ⁻¹	3,2.10 ⁻¹	1,4.10 ⁻¹	100 %

* Terme défini dans le glossaire

*** Première estimation à partir des fissions ternaires

**TABLEAU 5.8 : INVENTAIRE DES ISOTOPES PARTICULIERS DANS LES DECHETS
COGEMA LA HAGUE**

ISOTOPES	VERRES	COQUES CIMENTEES	BOUES BITUMEEES	DECHETS TECHNOLOGIQUES
¹⁰ Be ^{***}	N.A.**	A.D.****	A.D.	A.D.
¹⁴ C	N.A.	9,6.10 ⁷ Bq/colis (5,8.10 ⁻⁴ g)	8,9.10 ⁵ Bq/colis (5,4.10 ⁻⁶ g)	1,1.10 ⁷ Bq/colis (6,7.10 ⁻⁵ g)
³⁶ Cl	N.A.	2,5.10 ⁵ Bq/colis (2,2.10 ⁻⁴ g)	A.D.	A.D.
⁴¹ Ca	N.A.	A.D.	A.D.	A.D.

On notera que pour les combustibles et les structures, des données plus précises restent à acquérir pour le béryllium. Pour tous ces radionucléides, le code CESAR* devra être qualifié par rapport à des résultats expérimentaux. On notera également que pour les déchets issus du retraitement, de nombreux résultats restent encore à obtenir et à confirmer. Aucune donnée n'a été fournie pour les autres déchets (COGEMA Marcoule, CEA, EDF). Selon l'ANDRA, ces données radiologiques sont à compléter en 1997-1998. Elles devraient figurer par ailleurs à partir de 1998 dans les dossiers de connaissances. Le comportement des radionucléides dans les barrières ouvragées et géologiques ainsi que dans la biosphère est également à préciser pour les besoins de l'évaluation de sûreté à partir des options préliminaires de conception du stockage. L'ANDRA examine quels sont les produits de fission et d'activation à vie longue qui doivent être pris en compte dans l'inventaire de référence des déchets pour la conception et les calculs de sûreté d'un stockage. Cet examen est fait au regard de plusieurs critères dont deux sont importants : la contribution de chaque radionucléide à l'impact radiologique et les incertitudes sur leur comportement physico-chimique dans les différentes barrières.

*** Première estimation à partir des fissions ternaires

** N.A. - non attendu dans cette catégorie de déchet - à confirmer avec COGEMA

**** A.D. - à définir, l'étude est en cours

* Terme défini dans le glossaire

Pour les transferts dans la biosphère, des études bibliographiques ont été réalisées et la modélisation du comportement du chlore, calcium, béryllium est d'ores et déjà intégrée dans le code de calcul AQUABIOS*. Le cas du carbone reste à traiter. Toutefois, une révision globale des paramètres de transfert pour ces radionucléides est prévue à partir de 1998. L'exercice BIOMASS* de l'AIEA entre 1997 et 2001 constitue le cadre international d'acquisition des données de transfert pour la biosphère. L'ANDRA participe à cet exercice.

5.3.2 Déchets particuliers

Dans ses recommandations antérieures, la Commission avait également attiré l'attention des acteurs de la loi sur la nécessité d'être informée sur les quantités et les modes de gestion d'un certain nombre de déchets particuliers et de déchets futurs. Au cours des diverses auditions rappelées au début de ce chapitre, et plus particulièrement lors de celle du 20 novembre 1997, des informations ont été fournies par les producteurs. Il s'agit des déchets du CEA (cendres d'incinération, déchets organiques, déchets à base de sodium, métaux tritiés, graphites), de COGEMA (filtres à iode, effluents organiques, graphites) et d'EDF (graphites), pour la plupart non conditionnés et en quantités variables (de quelques m³ à plusieurs milliers de m³). Ils n'étaient pas pris en compte dans les inventaires précédents. Si pour certains d'entre eux le volume n'a pas d'influence dans les bilans prévisionnels, ils sont susceptibles, de par leurs caractéristiques chimiques et radiochimiques, de nécessiter des études particulières pour le traitement, le conditionnement, l'entreposage et le stockage. L'essentiel des informations existantes est synthétisé dans ce paragraphe ; des données complémentaires figurent dans l'annexe 6 qui est consacrée à l'état de lieux des déchets B et C relevant de la loi 1991. Dans un souci de présentation, on distinguera d'abord les déchets existants puis certains déchets futurs.

Parmi les déchets existants, les déchets anciens du CEA constituent, par leur diversité, la partie la plus importante ; pour ceux déjà conditionnés, une caractérisation est nécessaire ; pour les déchets à conditionner l'ensemble des quatre opérations (reprise, caractérisation, traitement, conditionnement) est le plus souvent

* Terme défini dans le glossaire

à envisager. La liste exhaustive ci-après constitue à ce jour les données les plus récentes communiquées par le CEA :

- déchets organiques (huiles, TBP, solvants...) environ 15,5 m³,
- déchets à base de sodium : 57 tonnes de déchets radioactifs qui sont classés en deux catégories : déchets en vrac : 25 tonnes, objets singuliers : 32 tonnes ;

Ces catégories comportent plusieurs types de métaux tritiés comme par exemple les pièges froids secondaires de Rapsodie* et de Phénix* (24 tonnes), du mercure tritié (environ 0,5 tonnes),

- bitumes hors norme CSA* : 16 fûts (3,2 m³ environ),
- enrobés cimentés hors norme CSA* : 514 fûts (103 m³ environ),
- sources de radium entreposées à Saclay : 30 000,
- colonnes d'élution d'Elan II B* : 4 m³ environ,
- déchets Phénix* entreposés à Marcoule : 715 poubelles
- déchets divers irradiants du SAP*-ISAI* de Marcoule,
- épées* de G2 – G3* à Marcoule.

La COGEMA a, quant à elle, fourni des informations sur les filtres à iode et sur les effluents organiques.

Filtres à iode : par rapport au bilan total entrant, les filtres à zéolithes* renferment entre 0,5 à 1 % de l'iode (une tonne de combustible UOX* à 45 GWj/t renferme 234 grammes d'iode) ; quatre filtres ont été changés depuis le démarrage de UP₃* ; ils renferment entre 0,19 et 3 GBq d'iode-129. Les recherches en cours visent à extraire l'iode des zéolithes* à l'argent afin de rendre ces filtres compatibles avec une acceptation de surface en stockage ; cette limite d'acceptation au stockage en surface est de $4,6 \cdot 10^{-2}$ GBq/tonne.

Effluents organiques : ils sont repartis en trois catégories : les effluents de laboratoire, les huiles et les solvants usés. Pour les effluents de laboratoires, dans le cas d'activité faible, ils sont incinérés ; pour des activités plus fortes, une décontamination préalable avant incinération est prévue. Les huiles contaminées sont actuellement incinérées à Cadarache. Les solvants usés, de l'ordre de 1200 m³,

* Terme défini dans le glossaire

seront décontaminés puis traités ; après minéralisation, les cendres seront conditionnées dans du béton ; les colis sont destinés au stockage de surface.

Les graphites

En raison de l'absence de la destination finale de ces types de déchets, la Commission a souhaité recevoir des informations plus complètes d'abord sur les masses existantes puis sur les activités de ces déchets. Des informations plus détaillées figurent dans l'annexe 6 du présent rapport.

Concernant les graphites existants, ils peuvent être répartis en trois catégories : les empilements de réacteur, les chemises* de graphite, et enfin les chemises* et âmes* de graphite broyées issues du retraitement. Ces dernières sont souvent mélangées à d'autres déchets : fils de selle*, magnésium, queusots*, déchets métalliques divers ou encore des boues. La masse totale de graphite est comprise entre 24 et 25 000 tonnes.

Il est difficile de connaître les activités réelles des radionucléides contenus dans les déchets graphites d'EDF, du CEA et de COGEMA. Cette connaissance est cependant indispensable pour décider de leur éventuel stockage en surface, soit au CSA, soit dans un stockage dédié, voire éventuellement après un conditionnement dans un stockage géologique. Il semble qu'un entreposage devra être mis à profit pour trouver une solution de reprise, de traitement et de conditionnement. Il est prévu que les graphites des empilements des réacteurs UNGG*, qui n'ont pas un dossier de connaissances suffisant, restent en place jusqu'au démantèlement de niveau 3* de ces réacteurs. Les situations présentées peuvent se résumer comme suit :

- Pour le CEA : Une première estimation des graphites de G₂-G₃ existe ; elle est à compléter pour certains radionucléides : ⁴¹Ca, ⁵⁵Fe, ¹⁰Be, ⁹⁰Sr...

* Terme défini dans le glossaire

- Pour EDF : Un effort important de caractérisation est en cours notamment pour les mesures des impuretés dans les empilements de graphites afin de déterminer avec plus de précision les activités des actinides et certains isotopes à vie longue : ^{36}Cl , ^{41}Ca , ^{14}C ,... Pour les mesures concernant les chemises de graphites, l'objectif est de préciser si elles peuvent être stockées en surface au CSA* ou dans un site dédié. Cet inventaire radioactif devra s'accompagner d'études complémentaires de conditionnement,
- Pour COGEMA : Les inventaires des silos 115 et 130 de la Hague sont faits globalement ; quelques isotopes comme le ^{90}Sr , ^{41}Ca ou le ^{10}Be sont encore à mesurer. A Marcoule, la caractérisation des déchets reste à faire ; elle est programmée dans le cadre R.C.D.* (Reprise – Conditionnement des déchets).

Une présentation générale des déchets du CEA et ceux entreposés à Marcoule est effectuée dans l'annexe 6 du présent rapport.

5.3.3 Les déchets futurs

Dans un souci de réduction de volume des déchets et de traitement de déchets anciens, le CEA s'oriente vers l'incinération. Un premier incinérateur va entrer en fonctionnement à VALDUC* ; l'installation de CEDRA* (Cadarache) devrait abriter prochainement, un second incinérateur qui traitera l'ensemble des déchets du CEA civil. Les productions annuelles respectives de cendres de ces deux incinérateurs sont estimées comme suit :

Valduc* : 285 kg de cendres soit environ 1,5 m³ qui seront placés dans 19 fûts de 200 litres ; il en résultera aussi 11 fûts de 200 litres de poussières ; la masse de plutonium contenu est de l'ordre de 1,5 kg/an.

* Terme défini dans le glossaire

CEDRA* : deux périodes de production sont actuellement envisagées :

2002-2007 : 1,17 m³ de cendres placées dans 15 fûts de 200 litres et 0,72 m³ de poussières placées dans 9 fûts de 200 litres ; la masse approximative du plutonium est de 6,3 kg/an.

Au-delà de 2007 : 0,42 m³ de cendres placées dans 6 fûts de 200 litres et 0,26 m³ de poussières placées dans 4 fûts de 200 litres ; la masse approximative de plutonium est de 0,8 kg/an.

La Commission n'a pas reçu d'autres informations sur les déchets particuliers futurs en provenance soit de nouvelles installations soit du démantèlement.

5.3.4 Conclusions et recommandations sur l'inventaire des déchets et des isotopes particuliers

Les présentations des acteurs de la loi permettent de constater qu'un inventaire global a été effectué, à la demande de la Commission, sur les déchets et les isotopes particuliers.

Pour les déchets particuliers, il apparaît qu'il s'agit pour une grande partie de déchets anciens souvent non conditionnés. Pour ceux-ci, il reste encore plusieurs aspects à traiter : inventaire, mesures, prise en compte dans les évaluations de sûreté. Pour les déchets futurs, en particulier les cendres d'incinération, l'option retenue est la mise en fût à l'état non conditionné.

* Terme défini dans le glossaire

La Commission recommande aux producteurs de déchets de faire un effort particulier sur l'évaluation du béryllium-10 dans les combustibles et dans l'aval du cycle en général. Après la mise au point des méthodes de mesures, elle souhaite que l'on détermine les activités du calcium-41, du carbone-14, et du chlore-36 dans les principaux déchets relevant de la loi de 1991.

La Commission encourage les acteurs de la loi à poursuivre les investigations pour définir rapidement la destination finale (stockage de surface, entreposage puis stockage profond) des déchets particuliers (graphites, cendres d'incinération...). Un inventaire chimique et radiochimique, est à cette fin, nécessaire avant de définir un traitement et un conditionnement adéquat. Une prévision de production devrait par ailleurs être faite afin de connaître les aspects spécifiques à prendre en compte pour ces types de déchets dans les options du concept de stockage.

ANNEXE 1

COMPOSITION DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION AU 30 JUIN 1998

- **Bernard TISSOT**, Directeur Général honoraire de l'Institut Français du Pétrole - Membre correspondant de l'Académie des Sciences - (Sciences de la Terre) - Président de la Commission Nationale d'Evaluation.
- **Robert DAUTRAY**, Membre de l'Académie des Sciences - (Physique).
- **Jean-Claude DUPLESSY** - Directeur de Recherche au CNRS - Centre des Faibles Radioactivités - Gif-sur-Yvette - (Géochimie).
- **Robert GUILLAUMONT** - Professeur honoraire de chimie-radiochimie - Membre correspondant de l'Académie des Sciences - (Chimie).
- **Jacques LAFUMA**, Conseiller Technique du Haut-Commissaire à l'Energie Atomique - (Radioprotection).
- **Jean LEFEVRE**, Conseiller Scientifique du CEA pour l'aval du cycle du combustible - (Chimie).
- **Ghislain de MARSILY**, Membre correspondant de l'Académie des Sciences - (Science de la terre) - Professeur de Géologie Appliquée à l'Université Pierre et Marie Curie - Paris VI.
- **Olivier PIRONNEAU**, Membre correspondant de l'Académie des Sciences, Professeur et Directeur du Laboratoire de Mathématiques Appliquées à l'Université Pierre et Marie Curie - Paris VI - (Mathématiques).
- **Jean-Paul SCHAPIRA** - Directeur de Recherche au CNRS/IN2P3 (Physique Nucléaire).
- **Personne à désigner par le Gouvernement** sur proposition de l'Académie des Sciences - en remplacement de Raimond CASTAING.
- **Personne à désigner par le Parlement** (expert étranger) - sur proposition de l'Office Parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques en remplacement de Jean-Pierre OLIVIER (démission du 19 juin 1997).
- **Personne à désigner par le Parlement** (expert étranger) - sur proposition de l'Office Parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques en remplacement de Rudolf ROMETSCH.

Le Secrétariat scientifique de la Commission Nationale d'Evaluation est assuré par Arsène SAAS.

Commission Nationale d'Evaluation
Tour Mirabeau - 14ème étage
39-43 Quai André Citroën
75015 PARIS
Tél : 01 40 58 89 05
Fax : 01 40 58 89 38

ANNEXE 2

HISTORIQUE DES EVENEMENTS DE LA LOI DE 1991 SUR LA GESTION DES DECHETS RADIOACTIFS DE HAUTE ACTIVITE ET A VIE LONGUE

Le suivi historique des évènements

Afin de pouvoir replacer dans le temps et jusqu'en 2006 les activités de la Commission, le secrétariat scientifique établit annuellement un récapitulatif des évènements relatifs à la loi de 1991. Le suivi présenté ici prend la forme de plusieurs tableaux synoptiques qui situent les principaux évènements avant et après la mise en place de la Commission. Chaque tableau contient 4 rubriques :

- Les faits marquants de la Commission,
- Les faits marquants concernant les 3 axes de recherches de la loi,
- Les faits marquants concernant les laboratoires souterrains,
- Les faits marquants relatifs à la gestion des déchets radioactifs.

TABLEAU 2.2 : HISTORIQUE DES EVENEMENTS DEPUIS LA MISE EN PLACE DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION DE 1994 A 1996

Années	94	95	96
Commission Nationale d'Evaluation	27/01 Nomination des Membres de la Commission	27/06 1 ^{er} rapport	27/06 2 ^{ème} rapport
	29/03 Installation de la Commission	1/09 Création Commission Castaing Superphénix	10/07 Rapport Commission Castaing Superphénix
Recherches sur les 3 axes de la loi	31/05 1 ^{ère} réunion de la Commission	23/12 Lettre Ministérielle Plan-Programme	05/96 1 ^{er} plan programme
	8/09 1 ^{ère} réunion CNE - Acteurs de la loi		13/12/96 Lettre de Mission MANDIL-VESSERON
Laboratoires souterrains	01/94 Autorisation pour les Recherches géologiques sur site	02/95 Dépôt par l'ANDRA du 1 ^{er} dossier d'étape	02/96 Avis du Groupe Permanent Déchets Sites
			04/96 Dossier sur les sites au gouvernement Avis DSIN
Gestion des déchets		02/96 Création Commission TURPIN sur le Centre Manche	05/96 2 ^{ème} rapport d'étape ANDRA
		06/95 Révision RFS' III.2 ^e (Stockage de surface)	15/05 Autorisation de présentation des dossiers DAIE
			12/96 Remise des dossiers DAIE
			03/96 Rapport sur les déchets (Office Parlementaire) M. BATAILLE
			07/96 Rapport de la Commission TURPIN

* Règles fondamentales de sûreté

TABLEAU 2.3 - HISTORIQUE DES EVENEMENTS DEPUIS LA MISE EN PLACE DE LA COMMISSION NATIONALE D'EVALUATION DE 1997-1998

Années		97	98	
Commission Nationale d'Evaluation		10/09 3 ^{ème} rapport	19/06 Rapport « Réflexions sur la réversibilité des stockages » 10/98 4 ^{ème} rapport	
	Recherches sur les 3 axes de la loi	8/01 Lettre ministérielle : Stratégie industrielle - programme		
		22/01 Création Gédéon		
		03/97 Création Pace	04/97 Plan-programme de recherche-stratégie des Recherches (2 ^{ème} édition)	01/98 Lettre ministérielle pour l'axe 3 02/02 Comité Interministériel
		05/97 Présentation orale des stratégies industrielles	07/97 Remise au Gouvernement du rapport MANDIL et VESSERON	04/98 Plan-Programme (3 ^{ème} édition) 30/04 Lettre de mission au CEA : Entreposage de subsurface
Laboratoires Souterrains	01/97 Arrêtés préfectoraux Sur les sites	03/04/97 Avis du Groupe Permanent Déchets sur les DAIE		
	2/97 Début des enquêtes publiques	19/06 Avis enquête publique (Gard)		
		10/08 Avis Enquête publique (Vienne)		
		6/10 Avis Enquête publique (Est)		
		1/12 Avis DSIN sur les enquêtes publiques		
Gestion des déchets	01/97 Commission surveillance Centre Manche			
		5/03 Rapport M. BIRRAUX (Office Parlementaire) C. RUBBIA		
		15/12 Rapport BATAILLE II. Déchets militaires		
		05/04 Rapport BIRRAUX La sûreté de l'EPR	11/06 Rapport GALLEY/BATAILLE sur l'Aval du Cycle	
			10/07 Rapport LE DEAUT Proposition d'organisation du contrôle nucléaire	

ANNEXE 3

LES ACTIVITES COMPLEMENTAIRES DE LA COMMISSION : LES VISITES TECHNIQUES

Pour l'élaboration du rapport n° 4, la Commission a effectué plusieurs visites à l'étranger et en France.

A l'étranger, la CEDRA-NAGRA* a accueilli les membres de la Commission au laboratoire souterrain de Grimsel* (Suisse) et plusieurs auditions et visites ont eu lieu sur des sites de recherche et d'entreposage de déchets en France :

- le laboratoire d'études méthodologiques et instrumentales (LEMI*) de l'IPSN à Tournemire*,
- l'usine de retraitement de COGEMA à La Hague,
- les installations d'entreposage du CEA à Cadarache,
- les installations de traitement des déchets et d'entreposage de COGEMA à Marcoule,
- les installations d'Atalante du CEA VALRHO* à Marcoule.

1 - Visite du laboratoire de GRIMSEL* en Suisse - 27 septembre 1997

La Commission a visité le Laboratoire Souterrain Méthodologique de Grimsel* (Suisse) pour se rendre compte de l'importance des expériences conduites dans ce laboratoire par la CEDRA-NAGRA*, mais aussi, de celles effectuées par l'ANDRA dans un cadre de coopération avec d'autres agences internationales de gestion des déchets radioactifs (ENRESA* - Espagne, SKB* - Suède, BGR* - Allemagne).

Le laboratoire de Grimsel* a été construit par la CEDRA* dès 1983 à partir d'une galerie creusée dans le granite du massif de l'Aar* située à 1 730 mètres d'altitude ; cette galerie permet l'accès à une usine hydroélectrique souterraine. Le laboratoire proprement dit se compose de plusieurs galeries d'environ 1 km de long au total et de 3,5 mètres de diamètre et de salles ou de petites galeries annexes, situées à 450 mètres au-dessous du flanc Est du Juchlistock*. Le réseau de galeries et de salles permet de couvrir des zones où le granite est homogène ainsi que des sections diaclasées aquifères, de sorte que plusieurs types d'expériences sont possibles pour :

- tester les techniques d'exploration de sites potentiels de stockage de déchets radioactifs (creusements, tomographies*, hydrogéologie, etc ...)

* Terme défini dans le glossaire

- étudier les méthodes et les processus visant à assurer la sûreté d'un stockage (creusement de puits, scellement de galerie, effets thermiques et mécaniques, écoulements biphasiques dans la matrice de granite et les fractures, migration de radionucléides, etc ...).

Les expériences se sont déroulées en plusieurs phases et dans le cadre de larges collaborations internationales impliquant les pays de l'Union Européenne, les USA, le Japon, Taïwan et la Corée. La phase de recherche en cours, qui a débuté en 1994, vise plus spécialement des expériences du deuxième type, dont les résultats pourront être pris en compte dans les analyses de sûreté.

L'ANDRA a développé son programme expérimental à Grimsel* à partir de 1990 (signature de l'accord ANDRA-CEDRA le 12.09.90) et fait partie du " Joint International Committee " qui examine et discute les projets. Elle a participé à 4 expériences (cf. tableau 3.1 ci-après). Elle a expérimenté le forage d'un puits borgne pour le stockage des déchets C (100 mètres de profondeur et 0,530 mètre de diamètre, écart à la verticalité de 2 centimètres) ; elle est maître d'oeuvre du projet BOS* de scellement de forages à échelle réduite (diamètre de 9 à 15 centimètres, argile gonflante compactée de 20 centimètres sur appui de sable de 70 centimètres) ; en étroite liaison avec le CEA, elle collabore aux essais de détection à distance des fracturations à l'aide de la technique radar* ; enfin, elle participe au projet FEBEX* et aux études sur les écoulements biphasiques (projet champ proche) tout en poursuivant des mesures de tomographie radar* à moyenne échelle (distance hectométrique). FEBEX* est une expérimentation très lourde sur la tenue des barrières ouvragées de bentonite entourant un colis de combustible usé (simulé par un corps chauffant) placé dans une galerie horizontale. L'ANDRA assure les mesures de la saturation de l'argile gonflante.

Les expériences de l'ANDRA ont conduit à des résultats satisfaisants et devraient être répétées pour obtenir les valeurs spécifiques des paramètres géologiques dans les laboratoires souterrains français pour les études de qualification.

La CEDRA-NAGRA* étudie également les formations argileuses. En 1994, elle a présenté une requête au canton du Jura pour pouvoir utiliser la galerie de reconnaissance du tunnel autoroutier sous le Mont Terri*. En 1995, cette requête a été approuvée et un programme détaillé des investigations a été déposé ; les travaux ont débuté en 1996. Le laboratoire souterrain du Mont Terri* est le premier au monde à avoir été construit dans une formation argileuse relativement stable, contenant des minéraux argileux gonflants (argiles à opalines* du Dogger*). L'excavation a permis de réaliser 8 niches expérimentales et plusieurs séries de

* Terme défini dans le glossaire

sondages (15 lors de la première campagne, 25 lors de la deuxième campagne). Le programme de recherche a été présenté aux partenaires internationaux au printemps 1997. Une douzaine d'expériences relatives aux thèmes suivants sont programmées :

- les sollicitations et les perturbations mécaniques,
- les échanges hydrauliques,
- la capacité tampon du milieu géologique,
- la capacité de piégeage du milieu géologique.

L'ANDRA et ses partenaires ainsi que l'IPSN participent à ce programme expérimental, en particulier aux mesures des contraintes par sous-carottages, aux mesures de la pression interstitielle, ainsi qu'à d'autres tests qui sont mis progressivement en place.

Lors de la visite du laboratoire de Grimsel*, le programme de la CEDRA-NAGRA* pour la gestion des déchets radioactifs en Suisse a été exposé à la Commission. La puissance électronucléaire installée est de l'ordre de 3000 MWé (40% des besoins énergétiques du pays). Les 5 centrales déchargent 80 tonnes de combustibles par an et 1000 tonnes sont contractuellement promises au retraitement en France et en Angleterre. Au-delà de cette quantité retraitée, les combustibles pourraient être entreposés en l'état. Le programme d'utilisation des centrales nucléaires prévoit le déchargement de 3000 tonnes de combustibles usés.

Dans l'attente de l'évacuation des déchets, un programme de recherche est mené avec rigueur pour choisir deux sites de stockage dans plusieurs formations géologiques profondes, un pour les déchets B et C, l'autre pour les déchets à vie courte (sites non encore connus). La Suisse dispose d'entrepôts centralisés à sec (Würenlingen*), d'une part, pour les déchets B et C (et d'installations annexes pour conditionnement) et, d'autre part, pour les déchets A ainsi que les déchets de la médecine et de la recherche. Les capacités d'entreposage sont prévues jusqu'en 2020.

Les concepts de dépôt final aussi bien pour les déchets de faible et moyenne activité que pour les déchets de haute activité sont actuellement disponibles. La faisabilité technique et les aspects de sûreté du stockage final des déchets de haute activité ont fait l'objet d'une analyse dès 1985 (projet Garantie-Gewähr*). La procédure de choix des sites de stockage géologique a débuté dans les années 1970. Pour les déchets de faible et moyenne activité, un premier choix de site à Wellenberg* a été effectué en 1993. Soumis à un référendum cantonal, le projet associé à ce choix s'est soldé, pour l'instant, par un échec au niveau de l'acceptation du public.

* Terme défini dans le glossaire

TABLEAU 3.1

Expériences en milieu cristallin dans le laboratoire de Grimsel* (Suisse)
conduites par l'ANDRA

ANNEE	EXPERIENCE	PARTENAIRES
1991	Forage Grand Diamètre	COREIS*, SEMM*
1995-1996	BOS* (scellement de forage)	NAGRA*, CEA*
1996	Test de radar	COREIS*, SKB*, CEA*
1996-2000	FEBEX* (test pour un concept espagnol de stockage en galerie de combustible usé).	ENRESA*, NAGRA*

2 . Visite du Laboratoire de Tournemire* - 5 septembre 1997

La Commission a auditionné les chercheurs du Service d'Etudes et Recherches sur la Géosphère et l'Elimination des Déchets (SERGD*) du Département de PRotection de l'Environnement (DPRE*) de l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN*). Le DPRE* a une large mission d'évaluation. Celle du SERGD* est centrée sur les transferts des éléments provenant de stockage de déchets (radioactifs ou non) jusque dans la biosphère en tenant compte de la géologie, de l'hydrologie, de la géochimie, de la sismologie ainsi que de la nature des déchets, notamment de ceux qui produisent du radon par émanation.

Ce service exploite la station expérimentale de Tournemire* dans le but d'asseoir l'expertise de l'IPSN en matière de capacité de confinement des barrières géologiques argileuses ainsi que de développement des méthodes expérimentales afférentes à ces études.

C'est à ce titre que la Commission a souhaité être informée des travaux réalisés et a voulu visiter ce Laboratoire d'Etudes Méthodologique et Instrumentale (LEMI*).

* Terme défini dans le glossaire

Le laboratoire de Tournemire* (Aveyron) est situé dans un tunnel ferroviaire vieux de 100 ans qui traverse sur 2 km une formation argileuse en bordure du Massif Central (argillites et marnes du Toarcien*-Domérien* de 250 m d'épaisseur, âgée de 180 Millions d'années et encadrée par des calcaires aquifères). Certaines caractéristiques mécaniques, minéralogiques et la teneur en eau sont comparables à celles des sites du Gard et de l'Est** . Cette couche présente des fractures d'origine tectonique dues à la compression pyrénéenne (il y a 40 à 50 Millions d'années) ; elles sont, pour parties, colmatées ce qui permet d'étudier un cas intéressant et peu connu de circulation d'eau (rôle du réseau de fissures et failles comparé au milieu sain, eau interstitielle et circulante), de géochimie (calcite de remplissage, nature et évolution des eaux, rétention des éléments) et de mécanique (compression sismique et perturbations dues aux creusements) dans un milieu argileux.

Le laboratoire est constitué, outre du tunnel, d'une part de deux galeries horizontales de grand diamètre, d'environ 15 mètres, recoupant des fractures dont l'une est conductrice d'eau (suintement quasi permanent d'eau libre) et, d'autre part, de multiples forages radiants instrumentés qui recoupent des fractures visibles sur les carottes.

Les expériences sont conduites *in situ* et en laboratoire sur des échantillons prélevés sur le site.

De très nombreuses mesures de qualité ont été faites depuis la mise en service du LEMI* (1990) dans les domaines de l'hydraulique, de la mécanique et de la géochimie ; les résultats obtenus ont été interprétés.

Les résultats concernent les propriétés physiques et chimiques de l'argile, la perméabilité, la composition des eaux collectées (teneur en chlorure et en divers isotopes naturels : D_2O^* , ^{18}O , ^{36}Cl), la rétention de césium, europium, strontium, HTO* (eau tritiée), iode et sodium, la teneur en matière organique et en colloïdes, l'étude des indicateurs de potentiel redox, les remplissages minéralogiques des fractures et les aspects mécaniques, chimiques et thermiques des zones perturbées.

** Les avantages des argiles comme barrières géologiques sont un écoulement d'eau lent (perméabilité, convection et diffusion faibles), un fort retard pour la migration des éléments (sorption importante, pouvoir filtrant des nanoparticules élevé, eaux réductrices alcalines) et une grande stabilité (pouvoir tampon élevé vis-à-vis de modifications géochimiques extérieures de type redox ou acide base).

* Terme défini dans le glossaire

La modélisation des écoulements actuels et du passé, associée à la distribution des éléments et à certains de leurs isotopes, qui sont, soit présents dans les eaux, soit retenus par les minéraux des fractures, est pour l'instant du type analytique (pas d'utilisation de code de calcul). Elle suit l'avancement des recherches.

Les résultats sur le laboratoire de Tournemire* commencent à être publiés dans la littérature internationale et sont exposés dans les congrès internationaux. Ce nouveau domaine de recherche est adapté à des travaux de thèses sur les études expérimentales de milieux très peu perméables, mais néanmoins fracturés ; les méthodes d'études sont transposables à d'autres sites argileux.

Le travail déjà accompli et celui à venir a été examiné par le Conseil Scientifique du LEMI* qui a reconnu que l'IPSN conduit une recherche de qualité interactive et pluridisciplinaire qui est le garant de la mission d'expertise de l'IPSN.

Le programme de recherche a été financé par l'IPSN* et pour partie par l'Union Européenne (1992-1996). Il a été conduit avec des moyens humains limités de l'IPSN et en collaboration avec des laboratoires contractants, les universités, le CEA*, le CREGU* et ANTEA*.

Le temps semble venu de donner une plus grande ampleur au programme scientifique et faire du site de Tournemire* un LEMI* doté d'une infrastructure solide pour être largement ouvert à la Communauté scientifique. Les enseignements pour les évaluations de sûreté que l'on pourra en tirer seront importants pour comprendre le rôle des milieux argileux dans le confinement des radionucléides d'un stockage géologique construit dans ce milieu. Ce LEMI* ne peut évidemment pas remplacer un laboratoire souterrain de caractérisation d'un site mais il donne un temps d'avance sur les futures études qui seront menées dans les laboratoires de qualification de l'ANDRA et permet à l'IPSN* d'acquérir la capacité d'expertise pour les stockages géologiques.

3 - Visite de l'usine de retraitement de La Hague - 13 mai 1998

Le 13 mai 1998, à l'invitation de la COGEMA (Branche Retraitement) et sous la conduite de Messieurs Louis PATARIN et Philippe PRADEL, quelques membres de la Commission ont visité l'Etablissement de La Hague.

* Terme défini dans le glossaire

Lors de la présentation générale, la Commission a pu prendre connaissance des derniers résultats de l'usine :

- les quantités de combustibles retraités au 1^{er} avril 1998 sont de 12 288 tonnes dont 5 096 pour la France,
- l'expérience du retraitement de combustibles MOX* a été acquise en 1992 sur 4,5 tonnes et en 1998 sur 4,9 tonnes,
- le volume de déchets générés par tonne de combustible retraité se situe depuis 1996 aux environs de 0,45 m³ (0,15 m³ de verre et 0,40 m³ de coques compactées et de déchets technologiques) ; ceux-ci renferment environ 0,1 % du plutonium présent initialement,
- les rejets en mer en 1996 ont été de 29,4 TBq/an pour les émetteurs $\beta\gamma$ hors tritium et de 0,05 TBq/an pour les émetteurs α ; ces rejets sont inférieurs aux autorisations,
- le recyclage partiel de l'URT* se fait sur la base de 2 charges annuelles pour les réacteurs de CRUAS* ; ces charges utilisent environ un quart de la production annuelle d'URT*.

La visite des installations a permis de voir rapidement l'ensemble des ateliers et des installations annexes depuis l'entreposage des combustibles en piscine jusqu'au traitement des déchets. En revanche, la Commission a visité très longuement les différents entreposages de déchets, en particulier l'EVT7* qui est dédié aux colis de verres après une décroissance thermique de 2-3 ans. Une capacité pour environ 70 années de production de colis de verres issus du retraitement de combustible français sur la base des données actuelles, soit 800 à 1 000 tonnes/an, sera disponible lorsque toutes les alvéoles seront construites et équipées.

Le futur Atelier de Compactage des Coques et embouts (ACC*) a fait également l'objet d'une visite. Les presses de compactage sont en cours de montage et les systèmes de convoyage des galettes compactées sont en place. Cet atelier pourra effectuer les premiers tests au début de l'année 1999.

* Terme défini dans le glossaire

Enfin, la Commission a visité à Beaumont-Hague, le hall de recherche (HRB*) de SGN*. Il constitue un remarquable outil au service des équipes de projet pour développer et valider les nouveaux procédés devant être mis en œuvre dans l'usine de retraitement et pour intégrer de nouvelles technologies.

4 - Visite des installations de traitement des déchets et d'entreposage de Cadarache **3 décembre 1997**

Le Centre de Cadarache, créé en 1959, est l'un des cinq centres civils de recherche du CEA. Parmi ses activités, deux concernent principalement la loi du 30 décembre 1991 : il s'agit, d'une part des études de traitement des effluents et déchets radioactifs et du conditionnement des matières radioactives qui en résultent et, d'autre part, de l'entreposage de déchets radioactifs.

A l'occasion de l'audition du 3 décembre 1997, les équipes de recherche et d'exploitation concernées ont présenté successivement :

- le panorama des déchets B et C entreposés au CEA/Cadarache,
- le projet d'installation nucléaire de l'INB CEDRA* (Centre d'Entreposage des Déchets Radioactifs),
- les installations en fonctionnement :
 - INB56 (Parc d'entreposage des déchets B radioactifs),
 - INB STAR* (Station de Traitement, d'Assainissement et de Reconditionnement) de combustibles UNGG*.
 - INB CASCAD* (CASemate de CADarache) – entreposage à sec de combustibles usés.

Les éléments techniques portés à la connaissance de la Commission concernant les déchets figurent dans le chapitre 5 et l'annexe 6 traitant de l'état des lieux des déchets B et C.

La Commission a également visité l'installation CHICADE* du Département d'Entreposage et de Stockage des Déchets afin de compléter son information sur la caractérisation des déchets, en particulier la cellule ALCESTE* destinée à l'expertise des colis de déchets B. Elle a également été informée des premiers développements sur le projet de modélisation de la corrosion en surface, lors de la visite du module corrosion qui est destiné à l'évaluation de la corrosion des conteneurs et surconteneurs en acier non allié.

* Terme défini dans le glossaire

5 - Visite du site de COGEMA - MARCOULE et de l'entreposage des déchets -
4 décembre 1997

L'Etablissement COGEMA de Marcoule, ouvert en 1956, fait actuellement l'objet d'une opération d'assainissement suite à l'arrêt de l'usine de retraitement UP₁* en 1997. Au cours de la visite, le programme d'assainissement et le devenir des déchets associés ont été présentés, ainsi que le panorama général des déchets relevant de la loi de 1991.

La situation concernant des actions à conduire sur le site est actuellement la suivante :

- fin 1997 : arrêt de l'usine de retraitement UP₁*
- 1997 – 1998 : évacuation des derniers combustibles et rinçage poussé de l'usine,
- 1998 – 2002 : début de la Mise à l'Arrêt Définitif (MAD*) ; cette opération est programmée sur 5 ans environ,
- 2002 et au delà : démantèlement et reprise de déchets.

Sur le site, sont également implantées les installations du CEA VALRHO* (Centre de la Vallée du Rhône qui regroupe les sites de Marcoule et de Pierrelatte). Une large partie de ces installations est consacrée au cycle du combustible et à l'aval du cycle (Direction chargée de la Gestion des Déchets). La mise à l'arrêt de l'APM* est en cours ; elle sera suivie de son démantèlement. Le démantèlement des réacteurs anciens G₂* et G₃* est en cours de programmation ; le niveau 2* (selon l'échelle de l'AIEA) est quasiment atteint.

Durant les diverses visites, la Commission a pris connaissance des principaux problèmes liés à l'ensemble des assainissements qui sont programmés aussi bien à la COGEMA qu'au CEA.

Les éléments techniques sur les déchets relevant de la loi de 1991 et portés à la connaissance de la Commission concernant ces déchets figurent également dans le chapitre 5 et l'annexe 6 traitant de l'état des lieux des déchets B et C.

* Terme défini dans le glossaire

6 - La visite de l'installation ATALANTE* de Marcoule - 30 janvier 1998

Atalante* est une installation qui renferme l'ensemble des laboratoires chauds destinés aux expériences de chimie et radiochimie sur les solutions ou sur des solides de haute activité (combustibles, gainages, verres, nouveaux conditionnements ...), nécessaires pour les recherches sur les axes 1 et 3 de la loi de 1991.

Au cours de l'audition, la Direction du Cycle du Combustible a présenté à la Commission le calendrier général des expérimentations dans cette installation (Tableau 3.2).

Cette installation constitue un investissement capital pour la réalisation des recherches prévues dans les axes 1 et 3 de la loi. La figure 3.1 montre l'évolution du financement depuis 1984, date du début des travaux de cette installation.

Actuellement, cette installation est exploitée par un effectif de 66 personnes et les recherches sont conduites par 146 expérimentateurs. A l'horizon 2002, l'effectif des personnes affectées aux recherches devrait atteindre 164 personnes. Le descriptif des principales composantes et le plan de situation des laboratoires sont présentés dans la figure 3.3.

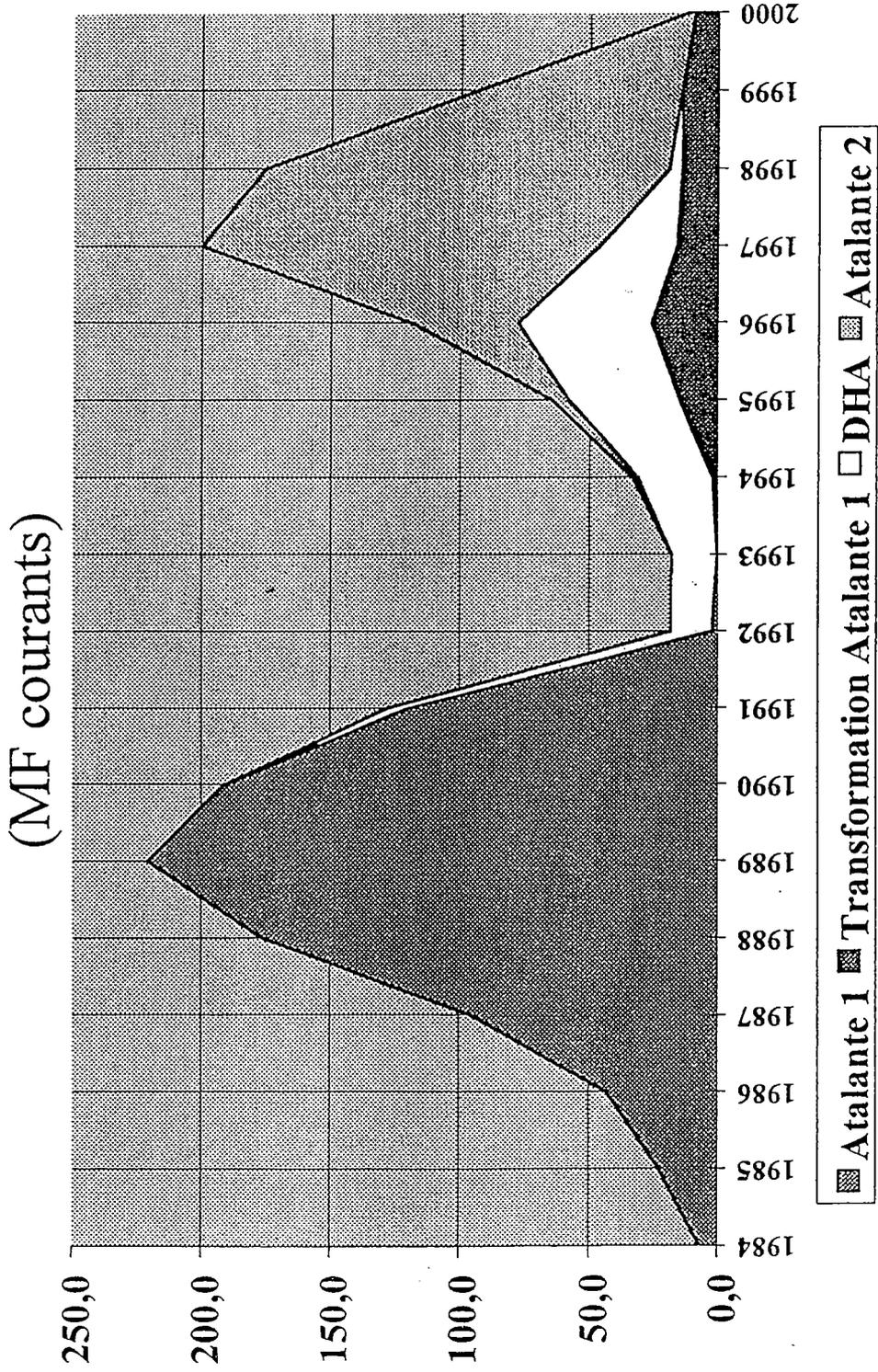
* Terme défini dans le glossaire

28/01/98

FIGURE 3.1



Investissement Atalante



CNE_3001.ppt

TABLEAU 3.2

**SEPARATION DES ELEMENTS A VIE LONGUE :
CALENDRIER GENERAL DES EXPERIMENTATIONS DANS ATALANTE 1 & 2**

NATURE DES EXPERIMENTATIONS	INSTALLATIONS	PROGRAMMATION(*)
<p><u>1. EXPERIENCE ELEMENTAIRES</u></p> <p>Compléments :</p> <ul style="list-style-type: none"> • Soutien analytique • Etudes fondamentales 	<p>ATALANTE 1 (Laboratoires/chaines blindées)</p> <p>ATALANTE 2 (CBA)</p> <p>ATALANTE 2 (LABO)</p>	<p>OPERATIONNEL</p> <p>1999</p> <p>2000</p>
<p><u>2. ESSAIS D'INTEGRATION</u></p> <ul style="list-style-type: none"> • En alpha • En haute activité 	<p>ATALANTE 1/LEGS/C17</p> <p>ATALANTE 1/LEGS/BGH</p> <p>ATALANTE 1/C11-C12</p> <p>ATALANTE 2(CBP)</p> <p>EQUIPEMENT COLONNES PULSEES</p>	<p>OPERATIONNEL</p> <p>2001</p> <p>1999</p> <p>2000</p> <p>2002</p>

(*) Sous réserve autorisations préalables MSA (Mise en Service Actif)

MAQUETTE ATALANTE : DESCRIPTIF (Cf FIGURE 3.2)

L'installation ATALANTE* comporte un ensemble de laboratoires destinés aux études sur les émetteurs alpha (études élémentaires, analytiques, fondamentales, portant sur de faibles quantités de matière) et des cellules blindées (études en haute activité). Elle sera complétée à partir de 1999 par les équipements d'ATALANTE 2, qui permettra des essais d'intégration en haute activité (à l'horizon 2002 sur des appareillages de grande hauteur). Les études de génie chimique ou les expérimentations de laboratoire en inactif sont menées dans l'installation G1 (non visitée).

L12

Dans ce laboratoire, constitué en 1996, sont menées les études de chimie théorique pour aider à la conception de nouvelles molécules extractantes. L'activité est orientée selon deux axes : chimie quantique (accès à des grandeurs fondamentales) ou dynamique moléculaire (simulation plus approchée du processus d'extraction).

L16

Mis en service en 1996, ce laboratoire est dédié à la caractérisation des nouveaux extractants ; on y vérifie en particulier, par des essais menés à très petite échelle, leur aptitude à la séparation des éléments d'intérêt (affinité, sélectivité,...). C'est dans ce laboratoire qu'ont été menées les nombreuses études visant à l'optimisation de la molécule de référence DIAMEX* (séparation des actinides et des lanthanides) ainsi que les recherches exploratoires relatives au concept SANEX* (séparation des actinides).

C17

Il s'agit d'une installation permettant une étude et la mise au point de procédés pour des composés émetteurs alpha (uranium, plutonium...). Mise en service en 1995, elle est la réplique à l'échelle du laboratoire d'un cycle d'extractions au stade industriel ; les extracteurs liquide-liquide mis en oeuvre sont des extracteurs centrifuges à faible temps de séjour.

C11 - C 12

La mise en service très prochaine de cette installation va permettre de démarrer les études de séparation sur des solutions réelles de combustibles irradiés. Outre une partie dévolue aux opérations de tête (cisaille, dissolvant) et deux caissons réservés aux analyses, la chaîne comporte six caissons dont l'équipement a été conçu pour accueillir des expériences de séparation en mélangeurs-décanteurs ou en extracteurs centrifuges.

* Terme défini dans le glossaire

C9

La chaîne C9, constituée d'une série de six caissons blindés par 20 cm d'acier, permet de tester les techniques de séparation des actinides mineurs (neptunium et américium). Mise en service en 1994, elle est équipée aujourd'hui de l'appareillage nécessaire à la mise en oeuvre du procédé SESAME*.

L8

Dans ce laboratoire, mis en service fin 1992, trois boîtes-à-gants accueillent les expériences de pyrochimie, ainsi que le traitement des déchets induits par ces études. Les dispositifs installés permettent la distribution et la gestion de gaz corrosifs (chlore -Cl₂, fluor -F₄, acide fluorhydrique-HF), la conduite d'essais à hautes températures (fours), la caractérisation des phases salines et métalliques. Des réacteurs spécifiques aux milieux considérés (chlorure ou fluorure) sont implantés.

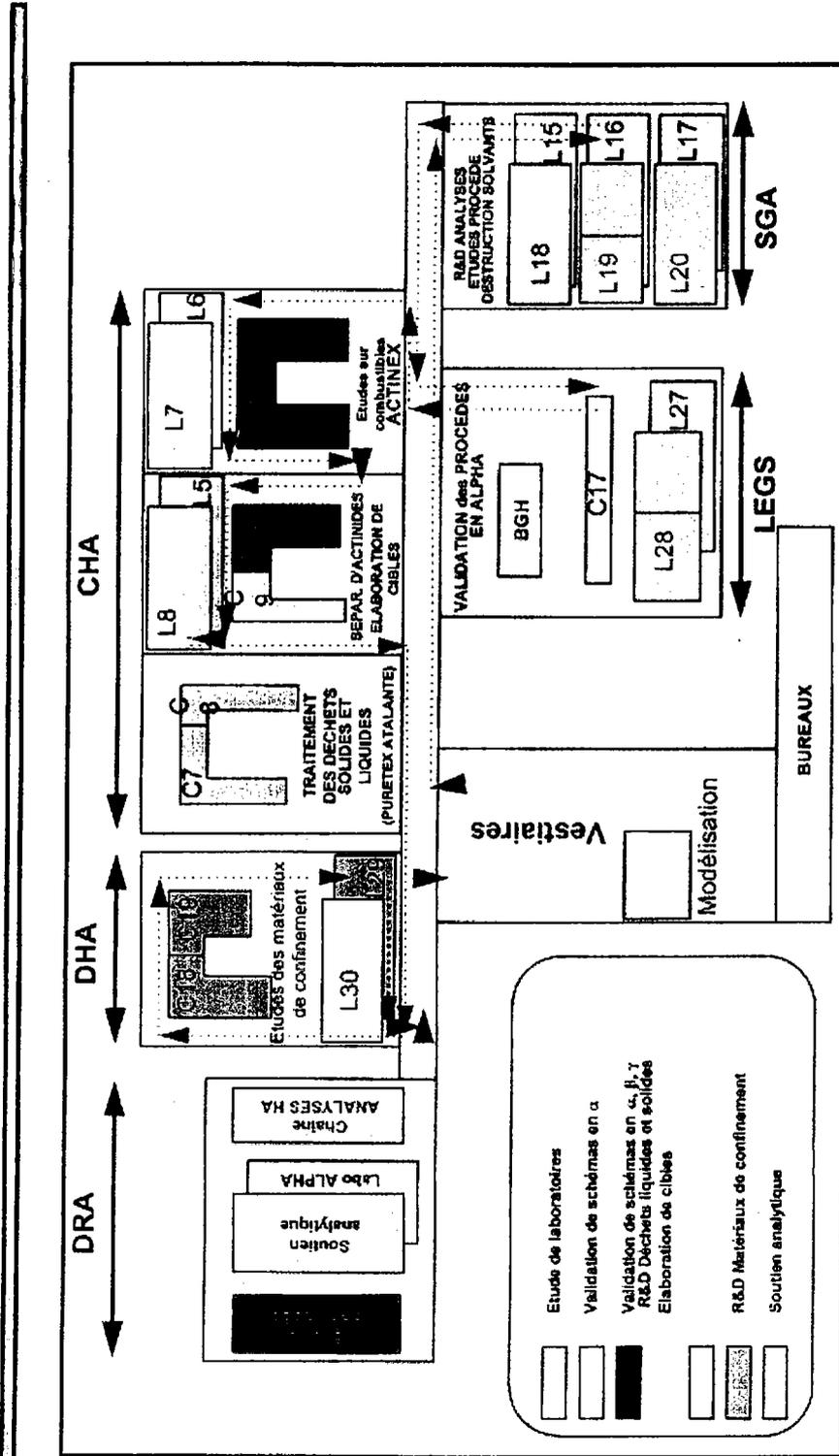
DHA

Il s'agit d'un ensemble de cellules blindées et de laboratoires associés, spécialement équipés pour l'élaboration d'échantillons de matrices de confinement d'effluents de très haute activité (verres en particulier), leur caractérisation et l'étude de leur comportement à long terme. La mise en service de cette installation est prévue au 2ème semestre 1998 (sous réserve d'autorisation de la part de l'autorité de sûreté).

* Terme défini dans le glossaire

FIGURE .3.3

ATALANTE



ANNEXE 4

LA SITUATION DES RECHERCHES AU NIVEAU INTERNATIONAL

Afin de recueillir directement les informations sur le plan international, les membres de la Commission ont participé à plusieurs manifestations internationales, pour la plupart récurrentes, organisées par la Communauté scientifique (physiciens, radiochimistes et chimistes, géochimistes et spécialistes des sciences de la terre,...) et traitant de recherches dont les plus importantes sont en relation directe avec les axes de la loi de 1991. La Commission a aussi eu accès aux actes scientifiques d'autres manifestations sans que l'un de ses membres y participe. On trouvera ci-après la liste de ces congrès avec le sigle de référence permettant de repérer dans le corps du texte l'origine des informations :

[1] – Conférences avec participation d'un ou plusieurs membres de la CNE

[UnEt,97] - Université d'été CEA-ValRhô et Université de Montpellier II sur les Verres, Méjannes le Clap, France, 31 août - 7 septembre 1997. Première manifestation de ce genre. 100 participants invités dont 30 étrangers.

[ICFE 97] - Third International Conference on « f » Elements, Paris, France, 14-18 septembre 1997. Tous les 4 ans. Plus de 500 participants. Cette conférence est surtout axée sur les lanthanides avec des résultats transférables aux actinides trivalents. Assez peu de résultats sur les actinides.

[Act 97] - Actinides 97, Baden-Baden, Allemagne, 21-26 septembre 1997. Tous les 4 ans. 350 participants.

[Glo 97] - Global 97, Challenge towards second era with advanced fuel cycles, Yokohama, Japon, 5-10 octobre 1997. Tous les 2 ans. 600 participants, forte participation Japonaise.

[Mig 97] - Migration 97, Chemistry and migration behavior of actinides and fission products in the geosphere, Sendai, Japon, 26-31 octobre 1997. Tous les 2 ans. 350 participants, forte participation Japonaise.

[MRS 97] - 21st International Symposium on the Scientific Basis for Nuclear Waste Management, Davos, Suisse, 28 septembre-3 octobre 1997. Tous les 2 ans. 250 participants.

[2] – Conférences avec information sur les actes

[Plu] - Plutonium Futures-The science, Santa-Fé, Nouveau Mexique, USA, 24-28 août 1997. 300 participants, forte participation américaine.

D'autres congrès internationaux se sont déroulés en 1996-1997 traitants en particulier du comportement chimique des actinides et des produits de fission ; toutefois la Commission n'a pas eu accès à des informations directes sur les recherches présentées ; il s'agit en particulier du colloque de Singapour :

[ICEM 97] - The Six International Symposium on the Scientific Basis for Nuclear Waste Management and Environmental Remediation, Singapore, 12-16 octobre 1997. Tous les 2 ans.

Dans cette annexe, on fait le point sur différents thèmes relevant de la loi de 1991 :

- ◆ les orientations générales en matière d'aval du cycle et les recherches associées dans les différents pays,
- ◆ les recherches sur la transmutation et les systèmes innovants,
- ◆ les recherches sur la chimie des actinides et les produits de fission à vie longue,
- ◆ les recherches sur les conditionnements et les confinements des radionucléides,
- ◆ l'avancement des recherches dans les laboratoires souterrains et les études sur le champ proche et les roches hôtes.

Beaucoup de sigles, en particulier des références à des molécules chimiques sont utilisés dans le corps du texte ; on trouve au paragraphe 4.3.3.1 de cette annexe une nomenclature brève des molécules de référence et paragraphe 4.4.2 un lexique sommaire des matériaux utilisés pour les conditionnements. Pour les définitions, acronymes et terminologies plus communes, on se référera au glossaire de ce rapport.

4.1 Les orientations générales en matière d'aval du cycle et les recherches associées dans les différents pays

La tenue de la conférence GLOBAL 97 [Glo 97] a permis de faire le point sur les objectifs des différents pays en matière de développement de réacteurs et d'optimisation des cycles associés, ainsi que de mettre en lumière quelques points importants des programmes concernant des questions d'actualité comme les systèmes hybrides ou d'autres sujets relevant de la loi de 1991.

Il faut dire que le titre de cette conférence était “ Challenge pour la préparation d’une deuxième ère nucléaire à l’aide de cycles de combustibles avancés. ”. Cela explique qu’il ait été question du développement ou du renouvellement des parcs électronucléaires et de la mise en place des programmes de recherches correspondants. Les orientations nouvelles qui en découlent sont les suivantes :

- ◆ développer les recherches innovantes et les techniques susceptibles d’améliorer les réacteurs et les procédés existants en vue d’améliorer la sûreté et d’affiner la réglementation,
- ◆ renforcer la coopération entre les organismes de recherche et l’industrie nucléaire afin de sélectionner au mieux les options et les voies de recherche,
- ◆ coopérer au niveau international pour bénéficier des apports de la communauté scientifique et des avancées technologiques.

Ces orientations nécessitent de fixer parallèlement les objectifs de recherche afin d’obtenir des résultats nécessaires pour éclairer les décisions à prendre par les gouvernements et leurs autorités. Les objectifs et motivations qui sont apparus sont :

- ◆ la sûreté des réacteurs, du cycle du combustible et du stockage des déchets,
- ◆ l’impact sur l’environnement de la fin des cycles des combustibles,
- ◆ la compétitivité par l’économie des sources d’énergie,
- ◆ la pérennité des cycles par la valorisation et le recyclage,
- ◆ l’acceptation par le public de l’ensemble de l’industrie nucléaire,
- ◆ la non-prolifération des matières stratégiques.

C’est à la lumière de ces objectifs que l’ensemble des pays représentés a exprimé ensuite ses priorités à moyen terme pour le développement et l’optimisation du cycle du combustible.

Les situations respectives des principaux pays sont résumées ci-après :

Pays de l’Asie

- Japon : Il importe 82 % de ses ressources énergétiques et maintient une place prioritaire au développement de l’énergie nucléaire avec deux objectifs affichés : la meilleure utilisation des ressources énergétiques et la minimisation de la production de déchets.

Le recyclage du plutonium (MOX* dans les REP* et les REB* ainsi que dans des surgénérateurs) constitue une priorité à court terme.

L'augmentation du rapport de modération* dans les réacteurs constitue une piste importante dans le recyclage.

La construction à l'horizon 2005-2010 d'un réacteur surgénérateur de démonstration de 660 MWé est également inscrite au programme.

La mise en service de l'usine de retraitement de Rokkasho-Mura* (800 tonnes/an) est prévue en 2003 ; à cet ensemble est associé un plan de construction des piscines d'entreposage avec une extension en 2010.

Le développement du programme OMEGA* depuis 1988 commence à ouvrir des voies nouvelles et des applications sont prévues pour la réduction des déchets et les séparations pyrochimiques.

On peut également noter un développement important des études de radiobiologie pour accroître les connaissances sur les risques aux faibles doses, la nocivité des radionucléides à vie longue et un fort démarrage, sur des bases assez larges, des études sur la migration des radionucléides dans la géosphère en liaison avec les problèmes de stockage des déchets.

La stratégie en matière de stockage des déchets reste toutefois encore assez mal définie et toutes les voies sont ouvertes. Un effort important en matière de classification des déchets est en cours.

- Corée : Depuis les 10 dernières années, la demande d'électricité croît environ de 10 % par an ; le manque de ressources naturelles en énergie explique, le fort engagement de ce pays dans le développement de l'énergie nucléaire. Outre des réacteurs REP*, la Corée possède et construit des réacteurs de type CANDU* et KSNP*. Une nouvelle génération de type KNGR* est prévue pour 2007. Des réacteurs calogènes (dessalement de l'eau de mer et fourniture de chaleur industrielle) sont à l'étude pour 2010 ainsi qu'un projet de RNR* expérimental (KALIMER*).

* Terme défini dans le glossaire

En terme de cycle du combustible, la collaboration de l'AECL* et de KAERI* porte sur le retraitement simplifié des combustibles CANDU* (procédés OREOX*). Outre l'augmentation des taux de combustion, la Corée vise également le recyclage du combustible MOX* dans les réacteurs KNGR*.

En matière de déchets, la minimisation des déchets de haute activité constitue le principal objectif. Les études sur le stockage des déchets débutent.

- Chine : Elle était peu représentée à cette conférence. L'objectif principal est la recherche de l'autonomie en matière de conception, de développement des réacteurs et de fabrication du combustible. Des collaborations avec les Etats-Unis (Westinghouse) et d'autres pays confirment cette orientation.

Les recherches de site pour le stockage des déchets sont en cours ainsi que les études sur les conditionnements des déchets et la migration des radionucléides dans la géosphère.

- Autres pays d'Asie : Indonésie, Vietnam, Thaïlande : ces pays ont des besoins en énergie en forte croissance ; ils ont participé à cette conférence dans un souci de diversification de leurs approvisionnements mais ne possèdent ni les moyens économiques ni les moyens techniques pour développer le nucléaire, et cela même avant que la crise économique de fin 1997- début 1998 n'apparaisse.

Au Vietnam, avant la crise économique, une décision sur le choix du nucléaire était attendu pour fin 1998.

En Thaïlande, l'option nucléaire nécessite la mise en place d'aides et de coopérations ; un premier projet bénéficie de l'aide de l'AECL*.

* Terme défini dans le glossaire

- Inde : Elle exploite des réacteurs de type CANDU* depuis 1982 et envisage le développement du cycle du combustible autour de l'utilisation massive de thorium. Trois options de recyclage sont à l'étude :
 - le recyclage du plutonium sous forme de combustible MOX* (avec de l'uranium 238) en réacteur CANDU*,
 - le recyclage du plutonium avec un support de thorium en RNR*,
 - le recyclage de l'uranium 233 avec un support de thorium en réacteur CANDU*.

Plusieurs démonstrations originales de ces stratégies sont en cours : par exemple, la mise en œuvre de retraitement de combustible U-Th et la fabrication du combustible Pu- Th.

Les approches de gestion des déchets sont en cours de développement selon deux voies : séparation – transmutation et stockage définitif des combustibles.

Un cahier des charges pour un réacteur avancé à eau lourde existe ; il pourrait utiliser le thorium et un cœur à deux zones : combustible U-Th (uranium 233) et combustible MOX* (U-Pu).

- Amérique :

- Etats-Unis

La délégation américaine ne semblait pas être mandatée pour exposer la stratégie américaine malgré la présence de trois membres du DOE*. Les opinions exprimées par les participants permettent toutefois d'appréhender quelques éléments de cette stratégie :

- une ouverture existe pour réutiliser du plutonium dans les réacteurs pour éviter la création de " mines de plutonium " par le stockage direct,
- les études prospectives continuent au laboratoire de Los Alamos (LANL*) sur les possibilités de recyclage en particulier l'étude de combustibles MOX* ou MOX* avancé (U – Pu – Zr) O₂ ou (Pu Zr)O₂.
- les études générales du laboratoire de Livermore (LLNL*) sur le recyclage du plutonium, du neptunium 237 et sur certains produits de fission (⁹⁹Tc, ¹²⁹I, ¹³⁵Cs) se poursuivent,

* Terme défini dans le glossaire

- le projet de stockage de Yucca Mountain* constitue actuellement le seul élément actif de la fin du cycle avec la caractérisation du site et le bilan de la faisabilité du stockage ; une première étape sur le plan de la sûreté devrait intervenir en fin 1998 et une autorisation de construction en 2001 ; le site du WIPP* consacré aux stockages des déchets transuraniens d'origine militaire a été peu évoqué ; ce dernier a cependant reçu l'autorisation d'exploitation le 18 mai 1998 et constitue donc à ce jour le premier stockage géologique autorisé (voir paragraphe 3.1.5 du rapport).

- Canada :

Le Canada, équipé entièrement de réacteurs CANDU*, poursuit en priorité l'option du stockage des combustibles irradiés mais envisage également quelques étapes de développement du cycle du combustible.

La situation du combustible des réacteurs CANDU montre que la réutilisation du plutonium n'apparaît pas très avantageuse sur le plan économique : 1 000 \$/kg pour le retraitement ; 100 \$/kg pour le stockage direct. Ceci explique la priorité de l'AECL* pour l'option du stockage direct dont la démonstration dans l'URL* atteint la phase finale. Un rapport rédigé par la Commission d'Évaluation Environnementale* du concept de gestion et de stockage des déchets de combustible nucléaire* (parution en février 1998) met en avant le problème fondamental de l'acceptation du public sans laquelle aucun site ni aucun projet ne peut voir le jour (voir paragraphe 3.1.5 du rapport).

L'AECL* a largement exposé la nécessité du stockage géologique quelles que soient les options prises dans le cycle du combustible (retraitement – stockage direct). Les choix effectués par chaque pays, selon le contexte technique, économique ou politique n'entravent pas la mise en œuvre et les études sur la gestion des déchets et de leur stockage.

Le rapport d'évaluation, cité précédemment, indique clairement que le Canada se trouve à une étape clé pour certaines décisions stratégiques.

* Terme défini dans le glossaire

- Russie : Depuis le démantèlement de l'Union soviétique et devant l'excédent de matières nucléaires, la Fédération de Russie (CEI) examine les axes stratégiques et les scénarios de gestion à mettre en œuvre pour résoudre de multiples situations (excédent de plutonium militaire, fabrication et utilisation de combustible MOX*, retraitement du combustible, sûreté des réacteurs et des installations du cycle). Plusieurs axes semblent déjà plus ou moins tracés comme le remplacement de certains types de réacteurs : VVER 440*, RBMK*, par des VVER* de nouvelles générations : VVER 640* et VVER 1000* et un déploiement possible de RNR* du type BN 800* d'ici 2030. Les scénarios de recyclage présentés concluent à la nécessité de développer des réacteurs RNR* pour consommer du plutonium. Concernant la gestion des déchets, la situation est essentiellement liée à la reprise, au traitement et au conditionnement de nombreux déchets anciens. La Russie est avec la France et la Grande-Bretagne un des rares pays à maîtriser la vitrification des déchets de haute activité à l'échelle industrielle. Il apparaît également que les équipes russes poursuivent activement des recherches dans le cycle du combustible : séparation des actinides et des produits de fission, pyrochimie pour la fin du cycle et le retraitement du combustible.

- Europe :
 - Allemagne : La préoccupation du renouvellement du parc est un point important ; l'utilisation du combustible MOX* existe depuis plusieurs années et l'Allemagne possède dans ce domaine une grande expérience. La seconde préoccupation concerne le problème des déchets et la clôture de la fin du cycle. La gestion des déchets repose actuellement sur plusieurs sites :
 - le site de Morsleben*, ancienne mine de sel, qui sert depuis 1981 de stockage des déchets de faible activité,
 - le site de Konrad*, dont l'autorisation d'exploitation est en cours d'examen, sera destiné aux déchets non exothermiques, quasiment équivalents aux déchets B de la classification française ; une autorisation est escomptée d'ici 2001,

* Terme défini dans le glossaire

- le site de Gorleben*, pour les déchets de type verre et les combustibles usés non retraités, est en cours de creusement pour une exploitation actuellement prévue au-delà de 2012. A ce site est associé un entreposage de déchets et une installation pilote (100 tonnes/an) de conditionnement des combustibles usés ; 2 autres entreposages de surface existent : Ahaus* et Greifswald*,
- les études de séparation, de conditionnement, de fabrication de cibles sont poursuivies dans le cadre de la coopération internationale avec la France notamment.

L'Allemagne apparaît un des pays dont l'expérience en matière de construction et d'exploitation des sites de stockage géologique est importante.

- Royaume-Uni : La démarche adoptée par ce pays envisage de laisser toutes les options ouvertes pour des décisions futures pour l'ensemble du cycle du combustible ; les considérations économiques dominent la stratégie d'ensemble. Une première priorité concerne la production directe de combustible MOX* ainsi que le recyclage du plutonium. Le stockage direct du plutonium mélangé aux déchets de haute activité est jugé peu fiable techniquement et coûteux en raison des mesures de protection exigées (intrusion, non prolifération...). Il est à noter qu'à ce jour, le retraitement est la solution de référence, mais le plutonium séparé est placé en entreposage.

La gestion des déchets radioactifs a buté sur un refus ministériel pour l'étude du site de Sellafield*. Malgré ce refus, les études continuent mais n'ayant pas de site de référence, c'est vers la coopération internationale que se tournent les équipes de recherche, en particulier dans le cadre du 5^{ème} PCRD* de l'Union européenne.

4.2 Les recherches sur la transmutation et les systèmes innovants

Les recherches menées au plan international sur la transmutation portent pour l'essentiel sur les systèmes hybrides*, les cycles associés, et leur insertion dans un parc de réacteurs.

Les plus importantes se déroulent au Japon avec le projet OMEGA*, lancé en 1988, de fermeture du cycle nucléaire par recyclage des corps à vie longue constituant les déchets

* Terme défini dans le glossaire

(actinides mineurs, certains produits de fission à vie longue), valorisation énergétique des matières fissiles, séparation de certains corps hautement radioactifs (césium-137, strontium-90) pour diminuer la charge thermique des stockages, ainsi que de certains métaux rares à des fins commerciales. Ceci a conduit au concept d'un parc de réacteurs mixtes dit à « double strate ». La première composante est constituée d'un parc de réacteurs à deux composantes (REP*, RNR*) produisant l'électricité à partir d'uranium enrichi et de plutonium recyclé ou en surgénération, la deuxième est constituée de réacteurs incinérateurs à neutrons rapides, à combustible métal ou à sels fondus, critique ou sous-critique, dédiés à la destruction des corps à vie longue constituant les déchets. Le programme OMEGA* est rentré dans sa phase 2 (1997 - 2000) de validations technologiques des différents éléments. On peut souligner le développement des techniques d'accélérateur (2 MeV, 70 mA) et de la fabrication par pyrochimie de combustibles nitrures à base d'actinides. A part ces deux points développés avec succès, et sur lesquels il existe des accords de collaboration avec le CEA, il n'y a guère d'éléments nouveaux depuis le dernier rapport en ce qui concerne la partie transmutation du programme OMEGA*.

Après avoir abandonné le système hybride superthermique à haut flux utilisant un combustible liquide, Los Alamos propose depuis 1997 un concept proche de celui de C. Rubbia (neutrons rapides, caloporteur à base de plomb). Ce concept ATW* vise à la destruction en 40 ans du plutonium et des actinides mineurs contenus dans les 70 000 tonnes de combustibles irradiés produits jusqu'en 2010, afin de rendre le stockage direct plus aisé au plan technique, réglementaire, politique et vis-à-vis des exigences de la non prolifération. Trois centres d'incinération, constitués chacun d'un accélérateur linéaire de 1700 MeV - 100 mA assistant 3 réacteurs sous-critiques de 3000 MWth seraient suffisants pour gérer l'ensemble des déchets du parc américain. Par ailleurs, il convient de souligner les recherches menées par C. Bowman, en relation avec des équipes du CEA, sur les potentialités des spectres thermiques et des combustibles à sels fondus (sans séparation chimique des résidus de fission) pour l'incinération en un seul passage du plutonium militaire et des actinides produits dans un REP* (concept TIER-1*); le but visé ici est de rendre les stockages géologiques profonds plus robustes vis-à-vis des risques de prolifération et d'échapper à la difficulté de trouver ce que l'on appelle le meilleur et unique site de stockage profond.

Il faut également mentionner le travail mené au CERN* par l'équipe de C. Rubbia qui se focalise en priorité sur un concept d'incinérateur (voir rapport n°3) et sur les activités menées en Europe dans le cadre du 4ème programme commun de recherche et

* Terme défini dans le glossaire

développement (4ème PCRD*) de l'Union Européenne (sûreté de la fission). La récente réunion organisée par la DG XII à Karlsruhe (17-19 juin 1998) a été consacrée au bilan des travaux du 4ème PCRD* et aux perspectives du 5ème PCRD* sur « la stratégie de la séparation et transmutation et les expériences de transmutation ». Ce programme est le point de rencontre des travaux menés dans divers laboratoires européens tels que ENEA* (Italie), ECN*-Petten (Pays-Bas), KFA-Jülich (Allemagne), RIT* (Suède) ...

La plupart de ces activités ont fait l'objet de présentation au cours de la période septembre 97 - septembre 98 essentiellement dans trois grandes réunions scientifiques internationales (Global' 97 (réf : Glo 97), Davos (réf : MRS 97) et ICENES'98 (Israël, 28 juin - 2 juillet 98)).

Par ailleurs, la Commission a eu connaissance de réunions annuelles en Europe et aux Etats-Unis de sociétés savantes de physique (souvent en relation avec des sociétés d'énergie nucléaire) qui réservent depuis peu une large place à la transmutation des déchets et aux options innovantes dans la traditionnelle session consacrée aux Applications. On peut citer à titre d'exemple, la réunion de printemps de la société allemande de physique nucléaire à Bochum (mars 1998), celle de Belgique à Bruxelles (mars 1998) et évidemment l'importante réunion organisée chaque année par l'American Physical Society.

4.3 Les recherches sur la chimie des actinides et des produits de fission à vie longue

4.3.1 Généralités

Le premier constat, qui ressort de l'examen des thèmes traités dans les manifestations internationales, est qu'il existe un grand nombre de sujets communs concernant les recherches sur les actinides (An) et les produits de fission (PF) ou d'activation et qu'ils sont en liaison directe avec les trois axes de la loi de 1991. En fonction des orientations des congrès et des pays organisateurs, ces thèmes sont développés selon des aspects particuliers avec toutefois de nombreux recoupements. La localisation très dispersée des colloques (USA, Japon et Europe : Allemagne, Suisse et France) et la participation nationale, en général plus élevée, des équipes de recherche locales font qu'à partir de l'ensemble des communications on obtient un excellent aperçu de l'état d'avancement des recherches.

* Terme défini dans le glossaire

Les recoupements constatés montrent qu'aujourd'hui les orientations de recherches, importantes par la communauté internationale travaillant sur les actinides et les produits de fission. Il est à noter par ailleurs que certaines recherches sur la séparation des actinides sont poursuivies dans des pays (USA par exemple) qui n'ont pas inscrit le retraitement des combustibles dans leur stratégie industrielle.

Cela s'explique par deux raisons principales :

La première provient de ce que les équipes de recherche qui travaillent sur ces éléments ou les organismes en charge des programmes nationaux ou les universités, sont en contact avec leurs homologues internationaux à travers des collaborations assez nombreuses et que beaucoup de sujets sont développés sinon en commun du moins font l'objet d'échanges de résultats voire de chercheurs. Les possibilités de collaboration passent soit par des accords bi ou tripartites, soit par des projets internationaux ou des groupes de travail de l'AIEA* ou de l'Union Européenne* sous la forme de contrats dans le cadre des PCRD* successifs.

La seconde résulte d'un effet d'enchaînement général dont le point de départ se situe probablement avant 1991, au moment où les idées reprises depuis par la loi française étaient encore diffuses, mais déjà présentes dans les orientations de recherches. En effet, les scientifiques de nombreux pays avaient alors perçu le rôle important des actinides (mais peut être moins celui des produits de fission) dans la gestion des déchets radioactifs, notamment en relation avec le stockage géologique. Aussi, dès cette période, quelques recherches fondamentales avaient débutées dans ces domaines, dont on voit aujourd'hui, sinon un début d'aboutissement, du moins une dynamique forte.

Pour ce qui concerne les pays de l'Union Européenne, la formulation de la loi de 1991 et les moyens mis en œuvre en France ainsi qu'au Japon avec le programme OMEGA* ont eu assez rapidement un réel impact sur les thèmes retenus pour des appels d'offre du 4^{ème} PCRD*. Les 3 axes de la loi ont été retenus comme des thèmes porteurs pour le plan quinquennal. Actuellement, des recherches importantes sont inscrites dans le cadre des contrats du 4^{ème} PCRD* et ces thèmes sont en cours de reconduction dans le cadre du 5^{ème} PCRD* (1999-2003). Au Japon, le programme

* Terme défini dans le glossaire

OMEGA* a également focalisé les recherches sur les actinides et des produits de fission notamment sur leur séparation à partir des combustibles usés. Le cas des Etats-Unis est particulier car pour les scientifiques de ce pays, si les problèmes liés au stockage direct s'imposent d'eux-mêmes, ceux liés à séparation des actinides et des produits de fission sont essentiellement étudiés pour l'assainissement des sites militaires. En outre, ils examinent les problèmes du devenir du surplus de plutonium militaire.

Quoiqu'il en soit, même si la stimulation des recherches a permis d'exprimer une bonne part des "finalités" dans chaque pays, les recherches fondamentales sur les actinides et les produits de fission présentées dans ces congrès mettent en évidence d'une part, un progrès sensible dans l'acquisition des connaissances et, d'autre part, l'excellence de leur qualité.

Il faut noter également que beaucoup de pays ont privilégié les recherches dans ces domaines qui correspondent à la tradition de leurs grands laboratoires nationaux ou de leurs organismes de recherche affiliés au nucléaire. Il apparaît qu'en France et dans l'Union Européenne, l'éventail des recherches est large et que les moyens mis en œuvre sont importants. La Russie a probablement une grande expérience sur de nombreux aspects de la physico-chimie des actinides et des produits de fission mais la participation des chimistes russes à ces congrès est restée faible, exceptée à Global. Aux USA, les recherches dans ces domaines restent soutenues mais elles sont très liées aux problèmes nationaux ; c'est ainsi que les USA ne sont plus le centre de gravité de la recherche sur les actinides ; celui-ci se trouve maintenant en Europe mais il pourrait se déplacer rapidement au Japon. En effet, le Japon, du fait d'une très grande cohérence du programme OMEGA* et d'une ouverture des organismes de recherche vers les équipes internationales, mène des études sur l'ensemble de ces domaines.

Le nombre de communications consacrées aux actinides montre que ceux-ci sont les plus étudiées selon l'ordre suivant : uranium (U), plutonium (Pu), neptunium (Np), américium (Am) et enfin curium (Cm). Le thorium (Th) retrouve une place importante et quelques communications sur le protactinium (Pa) ont été présentées. Beaucoup de résultats de recherche sur les lanthanides ont été communiqués. Pour les produits de fission, notamment ceux à vie longue, ce sont le technétium (Tc) et l'iode (I) qui ont été le plus étudiés ; les autres radionucléides sont comparativement

* Terme défini dans le glossaire

quasiment ignorés. Pour les produits de fission à vie moyenne, les recherches portent essentiellement sur le césium (Cs) et le strontium (Sr).

4.3.2 Chimie de base des actinides et des produits de fission

Au niveau international, c'est tous les 4 ans que l'on synthétise les avancées sur les propriétés fondamentales des actinides [Act 97]. Si on met à part l'étude des propriétés physiques des métaux et de composés qui ne sont pas examinés dans cette rubrique, les avancées apparues dans les nombreuses communications lors des congrès concernent l'établissement des caractéristiques des polyèdres de coordination des cations des actinides par des mesures couplées de diffusion des rayons X, de spectroscopies d'absorption X ou de résonances et de fluorescence excitée par laser et résolue dans le temps. Il est possible ainsi de mesurer les distances entre l'ion actinide central et les atomes les plus proches soit dans les clusters* de l'état solide (oxydes et autres composés) soit dans les espèces en solution ; pour ces dernières, on a pu mesurer le nombre de molécules d'eau liées à chaque actinide. De très larges conditions de milieux (acide et basique) ainsi que la présence d'anions multiples (nitrate, chlorure ou carbonate), voire de solvants organiques sont mises en œuvre et celles-ci permettent de mieux caractériser les espèces chimiques des actinides (U, Np, Pu, Am, Cm) ou des produits de fission (Tc) qui sont mises en jeu.

Ces données, qui sont absolument indispensables pour comprendre les mécanismes de réaction puis orienter les recherches sur les molécules extractantes spécifiques des actinides, faisaient défaut jusqu'à présent. En effet, elles sont au point de départ de toutes les interprétations des cinétiques de réaction et de toutes les modélisations dans les domaines de la chimie des actinides et des produits de fission.

Concernant les recherches fondamentales sur les actinides et les produits de fission présentées dans tous ces congrès, il convient également de signaler l'acquisition de très nombreuses données sur :

- la complexation des actinides par des complexants organiques (acides humiques* et fulviques*, produits de dégradation de la cellulose) et inorganiques de type hétéropolyanions* ; ces derniers ou bien encore des complexants particuliers qui

* Terme défini dans le glossaire

comportent un atome d'azote (thiocyanate*, azoture*, cyanure*...) constituent les milieux généralement utilisés pour l'oxydation de l'américium trivalent,

- le comportement des actinides en milieu basique ; ces études sont nécessitées par les solutions de produits de fission issues du retraitement à des fins militaires aux USA,
- l'oxydation de l'américium trivalent* (ou du neptunium pentavalent*) au degré d'oxydation 6 soit par voie électrochimique en milieu complexant, soit par voie chimique à l'aide des oxydants puissants comme le persulfate* et le bismuthate* de sodium en milieu nitrique.

4.3.3 Méthodes de séparation avancées des actinides et des produits de fission

L'optimisation des procédés existants, essentiellement le procédé PUREX*, est toujours en cours et des recherches de bases innovantes sont développées pour substituer des méthodes physiques aux réactifs chimiques utilisés pour l'ajustement des valences des actinides à certaines étapes du procédé : catalyse*, photochimie* ou sonochimie*. Cela conduirait à un procédé générant moins de déchets. Par ailleurs, il s'agit également d'adapter ce procédé pour le retraitement de divers combustibles tels que RNR*, MOX*, où l'étape de la dissolution est particulièrement délicate. Les études peuvent se classer selon trois techniques.

4.3.3.1 Voie aqueuse ou hydrométallurgique

C'est la voie qui permet des séparations poussées comme, par exemple l'extraction des actinides et des lanthanides des solutions de produits de fission, puis la séparation entre les actinides et les lanthanides.

Nomenclature des molécules extractantes

Le micro glossaire ci-dessous donne les formules de molécules qui possèdent un pouvoir extractant vis-à-vis des lanthanides et des actinides et dont il est question dans ce paragraphe. Elles comportent toutes un ou deux des groupements suivants : phosphore-oxygène : P=O, carbone-oxygène : C=O et phosphore-soufre : P=S.

* Terme défini dans le glossaire

Elles appartiennent ou dérivent de molécules de base simples ou concernent des familles de molécules plus compliquées.

Dans le premier groupe, les molécules intéressantes sont :

- a. l'acide orthophosphorique : $(OH)_3P=O$. Les extractants obtenus à partir de cette molécule de base sont des monoesters : $(RO)(OH)_2P=O$, des diesters : $(RO)(R'O)(OH)P=O$ ou des triesters : $(RO)(R'O)(R''O)P=O$; ceux-ci résultent de la réaction de l'acide sur une, deux ou trois molécules d'alcool, ROH, R'OH, R''OH. (R, R' et R'' peuvent être identiques ou différents).

Ainsi le TBP* (tributylphosphate) est le triester de l'alcool butylique C_4H_9OH (ROH) et a pour formule : $(C_4H_9O)_3P=O$ (dans ce cas $R=R'=R''$ sont identiques : C_4H_9O).

Le HDEHP* acide di-(2-éthylhexyl) phosphorique est un diester avec $R=R'=C_7H_{15}$,

Le DIDPA* acide di-iso-décyl phosphorique est un diester avec $R=R'=C_{10}H_{21}$,

- b. La série des oxydes de phosphine : $RR'R''P=O$

Le TRPO* est l'oxyde d'alkylphosphine, mélange de radicaux comportant sept atomes de carbone.

- c. La série des acides dithiophosphiniques : $RR'(SH)P=S$

Le CYANEX 301* est l'acide bis (2,4,4 triméthylpentyl) dithiophosphinique : $(C_8H_{17})_2(SH)P=S$.

Dans le second groupe deux séries de molécules sont importantes :

- d. Les oxydes de carbamoylméthylphosphine : $(RR')P=O \quad CH_2C=ON(R'R'')$, dont le sigle générique est CMPO*.

La molécule utilisée est l'oxyde d'octyl-phényl N, N di-iso-butyl carbamoyl phosphine, $(C_6H_5)(C_8H_{17})P=O \quad CH_2C=ON(i-C_4H_9)_2$.

* Terme défini dans le glossaire

e. Les malonamides^{*} : $(RR')NC=OCHRC=ON(R''R''')$ dont le sigle générique est MA^{*}.

La molécule très utilisée est le DMDBDTMA^{*}, le di-méthyl-di-butyl-tétradécyl malonamide



Pour ce qui concerne l'extraction des actinides, plusieurs étapes de schémas de procédés déjà proposés utilisent des molécules éprouvées du type CMPO^{*}, MA^{*}, TRPO^{*} ou des molécules du type DIDPA^{*}, HDEHP^{*} ou d'autres encore. Dans ces configurations les actinides, mais aussi les lanthanides sont coextraits des solutions de produits de fission et des schémas sont étudiés pour optimiser la fiabilité et les rendements d'extraction.

Les mécanismes d'extraction sont tous basés sur le même principe. Les molécules possèdent un (ou plusieurs) atome d'oxygène (O), qui établit, selon le degré d'oxydation, une liaison plus ou moins forte avec l'élément à extraire, ou l'un des ses complexes formés, par exemple en présence des ions nitrates.

A partir de ce principe d'extraction, on peut imaginer de créer de nouvelles molécules à atome donneur d'oxygène, comportant par exemple le groupement (P=O) de l'ion phosphore. Ainsi toutes les possibilités fonctionnelles de ce groupement phosphorique^{*}, phosphonique^{*} ou phosphinique^{*} sont explorées. De nombreuses publications, où sont testées de nombreuses configurations de ce groupement, témoignent des activités de recherche dans ce domaine.

L'utilisation des diamides^{*}, initiée par la France à la Direction du Cycle du Combustible pour la coextraction de l'américium, du curium et des lanthanides dans les solutions de produits de fission issues du procédé PUREX^{*} fait l'objet de recherches communes dans le cadre d'un programme européen NEWPART^{*}, qui comporte également un volet sur la séparation des actinides et des lanthanides.

Pour ce faire, deux voies sont actuellement explorées :

- la première consiste à utiliser un extractant commun des actinides et des lanthanides, comme les molécules indiquées ci-dessus (CMPO^{*}, DIDPA^{*}), et de se baser, pour leur séparation, sur la différence du degré de complexation des

^{*} Terme défini dans le glossaire

actinides et des lanthanides par des acides polyaminocarboxyliques* ; dans ce domaine, quelques recherches visant à améliorer les facteurs de séparation sont encore nécessaires,

- la seconde voie est basée sur le principe, qui a été mis en évidence récemment, que seules les molécules possédant des atomes dits " donneurs mous " comme l'atome d'azote (N), ou de soufre (S) sont capables de créer de grandes différences de comportement entre les actinides et les lanthanides à condition de leur associer des molécules possédant un (ou deux) atomes d'oxygène (atomes dits " donneurs durs "). Les recherches innovantes s'orientent donc dans la voie de l'association de ces deux types de molécules. L'affinité différente des atomes d'azote et de soufre vis-à-vis des actinides et des lanthanides est connue depuis longtemps ; celle-ci peut conduire quelquefois à des séparations, mais leur rendement est trop faible pour une utilisation industrielle.

De grands espoirs sont donc fondés sur l'utilisation prometteuse de molécules possédant des atomes d'azote et de soufre et déjà de nombreux résultats d'application ont été rapportés, notamment sur :

- l'utilisation de molécules à deux mais surtout trois atomes d'azote (hétérocycles*) pour extraire préférentiellement les actinides à partir de milieux aqueux acides renfermant un anion approprié ; ou encore l'utilisation de ces mêmes molécules associées avec des composés possédant un atome d'oxygène donneur,
- l'utilisation de molécules renfermant un mais plutôt deux atomes de soufre (familles des acides dithiophosphiniques*) pour extraire préférentiellement les actinides à partir de milieux aqueux plus ou moins acides ; à cet égard, il existe une molécule de référence commercialisée sous le nom de Cyanex 301* ; on essaye actuellement de modifier cette molécule ou de trouver d'autres dérivés d'acides dithiophosphiniques* pour la rendre efficace dans les milieux fortement acides et susceptible ainsi d'extraire les actinides des concentrats de produits de fission. Une autre voie consiste à l'associer avec d'autres molécules renfermant un atome d'oxygène donneur. Des améliorations spectaculaires de l'augmentation de rendement d'extraction des actinides et des facteurs de séparation actinides – lanthanides ont été rapportées en fonction de la nature des molécules et des associations mises en œuvre. Des études fondamentales de spectroscopie sont

* Terme défini dans le glossaire

conduites pour comprendre le rôle respectif des diverses molécules utilisées dans les associations.

Il s'agit, pour la plupart, de résultats obtenus en laboratoire qui sont encore éloignés des conditions industrielles. Certaines expériences ont cependant été réalisées sur des solutions de produits de fission réelles issues du retraitement.

Pour ce qui concerne les produits de fission, seuls le césium et le strontium font l'objet de recherches à l'aide de nouveaux extractants (calixarènes* ou molécules cage, échangeurs d'ions inorganiques comme les ferrocyanures*). Des études électrochimiques basées sur la séparation à l'état métallique du rhodium (Rh), du ruthénium (Ru) et du palladium (Pd) à partir des solutions de produits de fission ainsi que des applications concernant d'autres éléments électroactifs en milieu aqueux sont également en cours d'expérimentation et ont été rapportées.

4.3.3.2 Voie pyrochimique

La mise en œuvre de cette voie est difficile comme la Commission l'a rappelé dans son rapport n° 3. Elle ne conduit pas généralement à des séparations avec des rendements élevés et cela est souvent présenté comme un avantage vis à vis de la non prolifération. Comme le développement de ces techniques vise la séparation des actinides en vue d'une transmutation en réacteurs à neutrons rapides, le rendement de séparation doit être seulement suffisant pour ne pas gêner fortement les mécanismes de transmutation.

De nombreux résultats ont été rapportés sur l'utilisation de milieux à base de sels fondus à partir desquels on peut procéder à des séparations, notamment à celle des actinides présents dans des combustibles à U et/ou Pu irradiés, qu'il s'agisse de cibles à base d'oxyde ou de nitrure ou bien des cibles métalliques. L'utilisation de ces techniques, basées sur les sels fondus, est l'objet d'une nouvelle série de développement. Ces séparations reposent soit sur l'extraction liquide-liquide ou sur l'électrochimie, voire les deux techniques simultanément (cf l'annexe technique n° 6 du rapport n° 3).

* Terme défini dans le glossaire

Dans les différents congrès, des résultats fondamentaux et des résultats relatifs à des applications portant sur des combustibles réels, à une échelle pilote ou quasi-industrielle, ou bien sur des projets plutôt futuristes ont été présentés.

Au plan fondamental, les recherches s'adressent :

- aux propriétés physico-chimiques des actinides dans ces sels : dissolution/précipitation des oxydes, nitrures ou métaux, réaction entre les sels et les métaux liquides,
- à la recherche des meilleures associations entre le sel fondu et le métal liquide pour favoriser la séparation réductrice des actinides et des lanthanides par le lithium (ou le cadmium) : on utilise aussi les fluorures ou les halogénures comme milieu ionique et le zinc, le magnésium, le cadmium, l'aluminium ou le bismuth comme solvant ; des données thermodynamiques sur la formation des sels et alliages doivent être acquises avant toute modélisation ultérieure des rendements de séparation en vue des applications industrielles,
- à l'établissement des propriétés d'oxydo-réduction des actinides et des lanthanides et l'électrodéposition de plutonium (et autres actinides) dans les chlorures fondus ; l'objectif est de maîtriser le comportement des éléments contenus dans les combustibles irradiés dans ces milieux, à l'identique de leur comportement en milieu aqueux ; par exemple, il est nécessaire de savoir comment conduire l'électrodéposition vers la formation directe des oxydes mixtes d'uranium, plutonium et neptunium puis d'uranium, de plutonium et d'américium ou vers la séparation spécifique de chaque oxyde,
- à la dissolution de combustibles à base de nitrures dans les chlorures fondus, suivie de la séparation des actinides et des produits de fission puis la synthèse directe des nitrures des actinides, soit dans du cadmium liquide, soit directement dans un autre sel fondu en utilisant dans les deux cas du nitrure de lithium,
- aux propriétés électrochimiques des actinides et lanthanides dans un sel fondu à température ambiante (mélange de chlorure d'aluminium et d'imidazole*).

Au plan industriel, le procédé russe développé à Dimitrograd (DOVITA*) a été largement exposé. Il vise au retraitement et à la fabrication de combustibles MOX*

* Terme défini dans le glossaire

vibropactés renfermant des actinides mineurs destinés à être brûlés dans des réacteurs rapides (BOR 60* et BN-350*).

Le Japon (CRIEPI*) étudie un projet de séparation par voie sèche pour récupérer les actinides dans les solutions de produits de fission issues du procédé PUREX*. Il est fondé sur la solubilisation des actinides et produits de fission dans un eutectique* de chlorures fondus et sur l'extraction des actinides par une solution liquide de cadmium et de lithium ; les produits de fission restent alors dans le sel fondu. Tous les actinides présents dans la solution de cadmium sont ensuite oxydés anodiquement afin de pouvoir récupérer électrochimiquement l'uranium (qui est prépondérant) sur une cathode de tantale et, enfin, les actinides par une extraction réductrice avec du lithium en présence de bismuth.

Le Japon (Toshiba*) a même proposé un schéma complet de retraitement de combustibles métalliques ou à base d'oxydes. Ce schéma tient compte des avancées obtenues par la Russie (RIAR*), par les Etats-Unis (ANL*) et des améliorations apportées par le Japon (CRIEPI*) et les USA ces dernières années. Le schéma de procédé est clairement destiné à un retraitement futur de combustibles oxydes ou métalliques de réacteurs à neutrons rapides (par exemple 4 réacteurs de 1300 MWé produisent 75 tonnes par an de combustibles MOX*) et de cibles de recyclage des actinides mineurs. Il s'appliquerait aussi à du combustible UOX* ou du MOX* de réacteurs actuellement en exploitation. La fabrication du combustible MOX* de régénération est intégrée à l'usine.

Dans ce schéma, les deux options suivantes sont étudiées :

- l'oxydation par le chlore du combustible oxyde : l'uranium est oxydé au degré d'oxydation 6 tandis que le plutonium reste au degré d'oxydation 4. A ce stade, on peut électrodéposer, pour partie ou entièrement, l'oxyde d'uranium tétravalent. Ensuite le plutonium est oxydé par un mélange chlore-oxygène, puis il est électrodéposé ou co-électrodéposé avec l'uranium sous forme d'oxyde tétravalent,
- la réduction par le lithium métal du combustible oxyde ; on procède ainsi à la dissolution anodique des métaux obtenus, à l'électrodéposition de l'uranium

* Terme défini dans le glossaire

métallique sur une cathode de graphite et à celle de plutonium (avec l'uranium selon le choix) dans une cathode de cadmium liquide.

Depuis que les recherches ont vraiment commencé vers les années 1990 pour s'appliquer aux problèmes actuels des combustibles, d'importants progrès ont été accomplis tant au niveau du contrôle des réactions chimiques ou électrochimiques que de la technologie. Toutefois, la recherche est encore foisonnante comme l'ont montré beaucoup de communications.

Il reste à signaler que l'utilisation des sels fondus trouve aussi des applications pour la transformation du plutonium métallique militaire en oxyde ; ces applications font l'objet de nombreux travaux.

4.3.3.3 Voies exotiques

De très nombreuses communications ont porté sur le comportement des actinides et des lanthanides dans des systèmes innovants à deux phases. En particulier :

- l'utilisation de calixarènes* sur lesquels on a greffé des fonctions CMPO* (ce qui augmente considérablement l'effet extractant du CMPO*), des macrocycles* polyphosphiniques* (couronnes* de groupement phosphore oxygène), des associations d'éther-couronnes* ou des diamides* et des chélatants* en vue d'extraire les radionucléides de milieux aqueux divers,
- l'utilisation d'acide phosphonique et de sels de zirconium de ces acides,
- l'utilisation d'échangeurs anioniques minéraux pour séparer les actinides,
- l'extraction des éléments par le TBP* à partir de nitrate de calcium fondu,
- l'extraction de l'uranium par le TBP* en milieu de gaz carbonique super-critique à partir de milieux aqueux.

La séparation actinides/lanthanides par électrooxydation sélective de l'américium en milieu complexant suivie de son extraction (procédé SESAME*) continue d'être étudiée sous plusieurs aspects. D'autres voies de séparation comportant une

* Terme défini dans le glossaire

oxydation chimique de l'américium du neptunium au degré d'oxydation 6 en milieu nitrique pur, suivie de leur extraction par le TBP*, sont explorées.

Il convient de signaler, à titre d'exemple d'une voie qui pourrait être originale, celle d'une étude de séparation de l'uranium et du neptunium pentavalent fondée sur une différence notable de leur cinétique de réduction par des dérivés de l'hydrazine*.

Un document de l'OCDE-AEN* sur les séparations des actinides notamment dans l'industrie de l'aval du cycle a été présenté et vient d'être publié récemment. Il réunit et répertorie sous plus de 250 références l'état des connaissances dans ce domaine.

4.4 Les recherches sur les conditionnements et les confinements des radionucléides

4.4.1 Matrices en usage

C'est la matrice verre qui est au centre des recherches, qu'il s'agisse du verre R7T7* ou de verres apparentés boroaluminosilicatés. La manifestation exclusivement consacrée au verre [UnEt 97] a permis de faire le point sur les mécanismes microscopiques de confinement des éléments (dissous ou sous forme d'inclusions) par cette matrice lorsqu'elle est altérée par des fluides aqueux géologiques et éventuellement soumise à une intense irradiation interne. Les rôles respectifs du verre et du gel ont été examinés. On dispose aujourd'hui de très nombreuses données convergentes à la fois sur le verre (avant et après incorporation par digestion des éléments à confiner) et sur le gel de surface développé par l'eau, données acquises par des méthodes complémentaires très performantes.

Elle a aussi permis de discuter l'état de la modélisation phénoménologique du verre et de la modélisation prédictive de l'altération du verre, point capital au regard de la loi. Plusieurs modèles sont développés dans ces deux domaines, modèles fondés sur la dynamique moléculaire, la thermodynamique, la topologie pour rendre compte des propriétés intrinsèques des verres, modèles de balistique pour rendre compte des dégâts d'irradiation, modèles cinétiques ou thermodynamiques pour prévoir leur altération à très longue échéance, dans des conditions données.

Le document qui vient d'être publié à la suite de cette manifestation est une référence.

* Terme défini dans le glossaire

Une autre manifestation [MRS 97] comportait également un volet important consacré aux verres. Quatre pays confrontés aux problèmes de la tenue à long terme des verres nucléaires dans le stockage géologique ont présenté les résultats les plus récents. Parmi toutes ces données on peut relever de nombreuses informations.

- Pour la France, il s'agit de l'étude des modifications de la structure locale des verres par introduction de métaux nobles, l'effet de la présence d'ions de silicium et de phosphore en solution qui diminue fortement l'altération du verre, la comparaison de l'altération des verres R7T7* et des verres basaltiques dans le but d'étudier le comportement à long terme du verre R7T7* à l'aide des verres basaltiques comme analogues naturels.

La France a aussi présenté une étude sur les verres aluminosilicatés destinés à incorporer de grandes quantités d'actinides.

- Pour le Royaume-Uni, c'est une étude de la dissolution du verre à 60°C en fonction du pH et l'effet sur la congruence de la dissolution à court terme et une présentation du code SUGAR* pour modéliser la dissolution du verre et le transport en une dimension des espèces dissoutes qui a été évoquée. Ce code permet d'étudier l'évolution géochimique du verre, du champ proche en fonction des contaminants, de la minéralogie et des barrières ouvragées ; des études similaires sont effectuées en France mais à l'aide de codes différents comme PREDIVER* par exemple.
- Pour le Japon, l'étude des effets de l'eau oxydante et de la présence de magnétite sur la dissolution du plutonium et du neptunium a été exposée. La magnétite accroît la dissolution du plutonium en favorisant la formation de particules colloïdales.
- Pour l'Allemagne, l'étude pour expliquer l'origine des taux de relâchement des radionucléides dans les saumures qui sont de plusieurs ordres de grandeur plus faibles que les taux de dissolution des verres a été publiée. L'explication est la réprécipitation des radionucléides sur les produits de corrosion du verre.

Aux USA, le verre est aussi envisagé, concurremment aux céramiques*, pour conditionner le plutonium des armes et des déchets militaires. A cet égard, un verre borosilicaté au lanthane à 10 % de plutonium est largement étudié et les performances de verres de

* Terme défini dans le glossaire

formulations particulières pour les produits de fission entreposés à Hanford* ont été décrites .

4.4.2 Les Nouvelles matrices

4.4.2.1 Lexique des matériaux utilisés pour les conditionnements

Les matériaux étudiés pour les conditionnements des radionucléides dérivent pour les uns de composés simples : oxydes, silicates, phosphates, ferrocyanures... et, pour d'autres de mélanges composites comme le synroc* .

- Les oxydes simples
 - le rutile : TiO_2
 - la zirconite : ZrO_2
- Les oxydes multiples
 - la perovskite : CaTiO_3
 - la hollandite : $\text{Ba}(\text{Al Ti})_2\text{Ti}_6\text{O}_{16}$
 - la spinelle : MgAl_2O_4
 - la zirconolite : $\text{CaZrTi}_2\text{O}_7$
- Les silicates
 - le zircon : Zr SiO_4
 - la néphéline : Na Al Si O_4
 - la sodalite : $[\text{Na}_8 (\text{Al O}_2)_6 (\text{Si O}_2)_6] \text{Cl}_2$
- Les phosphates
 - phosphates ou polyphosphates de thorium : $\text{Th}_4(\text{PO}_4)_2\text{O}_2\text{P}_7$ qui fournissent des dérivés de type : $\text{Th}_{4-x}\text{Pu}_x(\text{PO}_4)_2\text{P}_2\text{O}_7$.
 - orthophosphates : NZP* : Orthophosphate de sodium et zirconium $\text{NaZr}_2(\text{PO}_4)_3$
- Les ferrocyanures
 - du type $\text{K}_4 \text{Fe} (\text{CN})_6$ ou $\text{KTi Fe} (\text{CN})_6$
- Les mélanges composites
 - le synroc* de référence : 20 % de perovskite

* Terme défini dans le glossaire

30 % de hollandite
30 % de zirconolite
20 % d'oxydes divers : lanthanides + actinides

- le synroc* pour l'incorporation de fortes teneurs en plutonium (Pu militaire russe)
par exemple : 70 % de zirconolite
 15 % de rutile
 15 % de néphéline.

4.4.2.2 Les recherches récentes

Beaucoup de résultats ont été rapportés sur des phosphates et des oxydes simples ou mixtes (deux des trois familles de composés étudiés) dans l'optique de montrer que ces matériaux pourraient constituer de bonnes matrices de rétention des actinides et produits de fission (incorporation d'éléments étrangers dans le réseau cristallin, mesure directe du degré d'oxydation, possibilité d'obtenir des céramiques*, insolubilité dans l'eau ou même en milieux acides, rétention, ...). On peut citer respectivement le phosphate-diphosphate de thorium, la zirconolite* ou la perowskite* ou le NZP* ou simplement la zircone*, vis à vis par exemple du plutonium. Il y a eu aussi des études sur les silicates comme le zircon* (troisième famille de composés).

Les études sur le Synroc* obtenu par frittage ou préparé par fusion en creuset froid se poursuivent. De nombreuses formulations sont étudiées et leur tenue à la lixiviation, à l'irradiation sont au cœur des tests de résistance au confinement des radionucléides incorporés. Toutes ces études sont surtout conduites par l'Australie, les USA, la Russie et la France. Une orientation assez claire [Plu] [MRS 97] de son utilisation pour l'incorporation du plutonium militaire et des actinides séparés apparaît comme une perspective prometteuse. Les autres céramiques* envisagées pour ces incorporations d'actinides sont celles à base de phosphates. La résistance à l'irradiation des échantillons de céramiques* ou de constituants du synroc* dopés en émetteurs α constitue un axe de recherche important.

Enfin des vitrocéramiques* alliant les propriétés des verres et celles des oxydes (notamment ceux rencontrés dans le Synroc*) sont en cours de caractérisation.

* Terme défini dans le glossaire

La décontamination des sels fondus utilisés comme milieux réactionnels et le conditionnement des déchets secondaires ainsi obtenus ont été abordés dans plusieurs communications (formation de NZP* ou de sodalite*).

4.4.3 Le confinement et le comportement des combustibles irradiés : UOX* et MOX*

Parmi les études nouvelles, une attention spéciale est portée aux propriétés des oxydes mixtes U – Pu (et même Th – Pu), de 0 à 100 % de plutonium, préparés selon différentes méthodes. Ceci est dû à l'utilisation potentielle de ces oxydes mixtes comme combustibles pour le recyclage du plutonium civil et militaire dans divers types de réacteurs y compris les réacteurs CANDU*.

Ce sont les études de dissolution des matrices oxydes qui émergent ainsi que celles consacrées à la tenue à long terme des combustibles irradiés.

En particulier, la corrosion des combustibles usés (UOX* et MOX*) est respectivement envisagée aux USA et en France ainsi qu'en Allemagne (MRS 97). Diverses conditions sont examinées : milieux réducteurs en présence de granite ou d'argile ou milieux oxydants. Par exemple, deux voies de corrosion en conditions oxydantes et utilisant le technétium 99 comme traceur ont été identifiées aux USA : la dissolution intergranulaire avec comme produit d'altération majeur un composé formé entre le sodium et la silice de l'eau de lixiviation et la dissolution au joint de grain.

Les études françaises, en milieu réducteur, ont montré l'influence capitale de la présence de phases solides au contact des oxydes sur la vitesse de dissolution.

Une étude de dissolution de combustible MOX* en milieu salin suivi à l'aide de la lixiviation du strontium 90 a été réalisée. Pour un pH inférieur à 3, la teneur en radionucléides mis en solution est le double de celle obtenue avec l'UOX* dans les mêmes conditions. Pour un pH supérieur à 3, les quantités mises en solutions chutent (précipitation) mais restent supérieures à celles mesurées avec l'UOX*.

Il se confirme bien qu'en milieu neutre (atmosphère d'azote) ou en milieu réducteur (atmosphère d'azote et d'hydrogène), la dissolution de l'oxyde d'uranium (UO₂) est de 3 ordres de grandeur plus faible qu'en milieu oxydant.

* Terme défini dans le glossaire

Les études de comportement du conteneurage des combustibles en fonction de la température et des conditions de milieu sont également menées à l'aide de techniques identiques à celles des combustibles irradiés.

Les recherches sur les combustibles MOX ne sont pas déconnectées de la transformation de l'alliage métallique militaire, plutonium-gallium (Pu-Ga), en oxyde par voie sèche (hydruration suivie d'une oxydation par pyrométallurgie ou électropyrométallurgie) ou par voie aqueuse (oxydation par l'argent divalent). Le plutonium métallique de l'alliage est ainsi transformé en oxyde pour être utilisé pour la fabrication de combustibles.

4.5 Avancement des recherches dans les laboratoires souterrains et les études sur le champ proche et les roches hôtes

4.5.1 Laboratoires souterrains et études associées

Au cours des colloques internationaux, la France et les autres pays ont largement présentés leur stratégie de stockage et les programmes de recherche associés.

Parmi les points importants, on a pu relever un bilan effectué sur certains sites notamment : Yucca Mountain* (USA), Gorleben* (Allemagne) URL* (Canada).

La phase d'excavation du tunnel de Yucca Mountain* a été achevée en avril 1997 (longueur 7,9 km) ; les essais ont débuté dans les principales disciplines : thermique, hydrologique, ... ; une autorisation est toujours escomptée en 2001.

Au Canada, les travaux se poursuivent à l'URL* dans l'attente de la création d'une agence chargée de la gestion des déchets.

4.5.2 Etudes sur le champ proche - rétention des actinides et des produits de fission

La rétention des éléments est un paramètre important à prendre en compte dans la modélisation du transport des radionucléides. Elle est introduite dans les modèles par l'intermédiaire des coefficients de distribution (K_d^*) et de diffusion.

* Terme défini dans le glossaire

Les mesures de K_d^* des actinides et de quelques produits de fission (technétium, sélénium, nickel, étain, strontium, césium et iode) sont encore très nombreuses mais les valeurs de K_d^* n'ont de signification que pour les conditions où elles ont été mesurées. Toutefois la multiplication des mesures et des conditions peut conduire à des corrélations ou à un traitement statistique. À cet égard des données intéressantes ont été publiées sur l'iode.

En revanche on note seulement quelques mesures de diffusion pour les actinides dans quelques milieux ou dans quelques solides.

Les recherches vont essentiellement vers la modélisation thermodynamique des mesures de sorption, ce qui nécessite de connaître la spéciation des actinides dans les milieux considérés et à cet égard, outre l'effet des complexants classiques (carbonates, ions hydroxydes, phosphates, chlorures, acides organiques et humiques*, ..) un effort a été fait sur les anions silicates dont la concentration pourrait être importante dans l'environnement de colis de verres nucléaires dégradés. La spéciation résulte de mesures spectroscopiques ou de mesures de solubilité de solides bien définis, en fonction du pH et de la concentration en complexant.

Dans des cas de plus en plus nombreux, la modélisation de la sorption est soutenue par l'identification par des méthodes spectroscopiques "de pointe" des espèces sorbées.

L'autre paramètre important, introduit aujourd'hui dans les modèles, est la solubilité des phases supposées limitantes. Cette solubilité est atteinte pour les hydroxydes et carbonates d'actinides par des mesures directes ou par des mesures thermodynamiques de calorimétrie. Des données nouvelles ont été présentées.

Les milieux basiques font l'objet de recherches importantes (oxydo-réduction en particulier par des métaux, précipitation, sorption).

La rétention des actinides par coprécipitation avec un élément possédant des propriétés proches commence à être étudiée ainsi que la coprécipitation des actinides aux degrés d'oxydation élevés avec les actinides aux degrés d'oxydation faibles. Par exemple les degrés d'oxydation 5 et 6 du plutonium peuvent être piégés par l'hydroxyde de Pu(IV).

* Terme défini dans le glossaire

Le comportement naturel de uranium et du thorium mais aussi de l'iode a fait l'objet de quelques communications.

Enfin, quelques données, plutôt qualitatives concernant l'activité microbienne sur la rétention ou la solubilisation de certains actinides et produits de fission (iode, carbone et technétium) ont été rapportées.

4.5.3 Etudes sur la biosphère : impact sur l'environnement et sur l'homme

Bien que les colloques n'aient pas été spécialisés dans ces domaines, quelques études ont cependant abordé ces aspects.

De nombreux composés des actinides et des lanthanides avec des molécules organiques très complexes ou des molécules du règne vivant ont été décrits. Beaucoup comportent des atomes d'azote et ces études contribuent alors à la connaissance générale des liaisons des actinides avec cet élément, déjà mentionnées dans cette annexe.

Le comportement des actinides dans le sang (avec une anomalie pour du proactinium qui suit les éléments tétravalents alors qu'il ne peut être réduit *in vivo*), ou bien lors du passage des barrières pulmonaire et intestinale ainsi que leur fixation dans le squelette est étudié par plusieurs équipes. L'élimination du plutonium ingéré fait l'objet d'une attention particulière (recherche de molécules meilleures que le DTPA*)

4.6 Conclusions générales sur les recherches internationales

A la suite de ces congrès, on peut dire que quasiment toutes les recherches sur les différents thèmes : séparation, transmutation, physicochimie des actinides et produits de fission... qui ont été présentées sont en rapport avec un des axes de la loi de 1991.

Au plan fondamental, ce sont les résultats obtenus sur les polyèdres de coordination des actinides en solution pour les propriétés physico-chimiques des actinides ainsi que l'identification directe en solution ou en phase solide de leur degré d'oxydation qui constituent les faits les plus marquants.

* Terme défini dans le glossaire

Bien évidemment beaucoup de résultats représentent des connaissances complémentaires. D'autres, par contre, sont des progrès scientifiques et notamment dans les domaines suivants :

- pour la séparation des actinides et des lanthanides à l'aide de l'extraction par solvant, de nouvelles données ont été présentées sur des procédés qui semblent prometteurs (bien que l'on soit encore un peu loin de conditions industrielles maîtrisées),
- pour la séparation poussée des actinides et des produits de fission à partir des combustibles usés ou d'éventuelles cibles de transmutation, les données sur les techniques basées sur les mélanges sels fondus-sels solides/métaux liquides – métaux solides se sont multipliées. Des performances réalisées à l'échelle semi-industrielle permettent d'envisager certaines applications au niveau industriel. Il reste, toutefois, à résoudre le problème des déchets ultimes,
- pour les cibles de transmutation, y compris celles des combustibles MOX*, ainsi que pour les nouvelles matrices de conditionnement (verres spéciaux, céramiques* ou combinaisons des deux), la recherche est active et des technologies éprouvées sont disponibles,
- pour les interactions solides-solutions qui conditionnent la migration des radionucléides dans les stockages, on progresse dans l'identification de plus en plus fine des sites de sorption des solides et dans la compréhension des mécanismes de sorption.

* Terme défini dans le glossaire

ANNEXE 5

LES COOPERATIONS INTERNATIONALES DES ACTEURS DE LA LOI

La Commission a été informée, au cours de l'audition du 9 septembre 1997, de l'ensemble des collaborations formelles, bi- ou multipartites, existant entre les organismes étrangers ou les organisations internationales et les deux pilotes des axes de recherche relevant de la loi de 1991: le CEA pour les axes 1 et 3 et l'ANDRA pour l'axe 2. Ces collaborations sont nombreuses. Beaucoup sont établies depuis longtemps et ont été réorientées vers des objectifs en accord avec la loi de 1991, notamment en ce qui concerne le CEA. Des contacts sont également en cours pour les étendre à l'ensemble des thèmes de recherche de chaque organisme.

Il existe aussi des collaborations internationales directes plus ou moins formalisées au niveau des acteurs de la loi, en particulier à l'IPSN* et au CNRS (PACE*).

D'une façon générale, tous les domaines de recherche menés dans le cadre de la loi de 1991 font l'objet d'échanges, d'informations et/ou d'expérimentations.

5.1 Bilan des collaborations en cours

Le CEA et l'ANDRA ont communiqué à la Commission les fiches de synthèses qui font l'état des lieux et qui présentent les résultats de toutes leurs collaborations à la fin 1997. Le chapitre VI du « Programme des recherches » 3^{ème} édition d'avril 1998 actualise toutes les collaborations qui sont regroupées selon les trois axes de la loi. Ces documents sont bien rédigés et extrêmement complets. On y trouve le contexte des recherches, les participants, la nature des collaborations, le retour d'expérience et les publications. Ils montrent que ces collaborations sont efficaces et que dans beaucoup de domaines concernant les axes de la loi la recherche est réellement internationale.

La Direction du Cycle du Combustible du CEA (CEA/DCC) s'appuie sur des collaborations étendues et très fortes, avec la Russie (MINATOM* - Institut Khlopin*, IPC* Moscou, Institut Kourchatov* et dans le cadre d'accords intergouvernementaux) et le Japon (PNC*, JAERI*, JNFL*). Celles qu'elle entretient avec d'autres pays, comme les USA, la Belgique, l'Allemagne,

* Terme défini dans le glossaire

La Suède, l'Australie et l'Espagne sont plus restreintes et plus lâches. Elle souhaite établir de nouvelles collaborations dans les domaines du cycle du combustible avec la Chine. La Direction du Cycle du Combustible participe activement à des comités, des commissions et des groupes de travail de l'OCDE/AEN*. Elle est engagée dans de nombreux contrats du 4ème PCRD* de l'UE* où elle assure souvent la coordination.

La Direction des Réacteurs Nucléaires du CEA (CEA/DRN) a signé des accords de collaboration avec la Russie (MINATOM* - plusieurs Instituts), le Japon (PNC*, JAERI*), la Suisse (PSI*), Allemagne (FZK*), l'Italie (ENEA*), l'UE* (ITU* de Karlsruhe- ECN de Petten*) et a des contacts avec le Royaume Uni (BNFL*), la Suède (RIT*) et l'Espagne (CIEMAT) afin d'étendre ses collaborations. La DRN participe également et souvent activement à des comités, des commissions et des groupes de travail de l'OCDE/AEN*. Elle est aussi engagée dans de nombreux contrats de recherche de l'UE*.

Il n'y a pas encore à proprement parler de collaborations internationales formelles établies par les GdR* regroupés dans PACE*. En fait, celles-ci existent à travers les collaborations des équipes du CNRS, du CEA ainsi que des laboratoires de recherches qui participent à ces GdR* ; mais il s'agit alors de collaborations moins formalisées. Il faut mentionner l'importante collaboration des équipes de l'IN2P3 (ISN* Grenoble – IPN* Orsay – CEN* Bordeaux) avec le groupe de Carlo RUBBIA sur les expériences de FEAT* et TARC*.

L'IPSN a des collaborations avec les pays de l'UE* à travers les contrats du 4ème PCRD* et des accords avec le Japon et les USA.

L'ANDRA a étendu son champ de collaborations avec pratiquement tous les organismes impliqués dans les recherches et dans la réalisation des études de stockage géologique notamment avec ceux des pays qui possèdent une industrie nucléaire : l'Allemagne (BMFT*, KFK*, KFA*, GSF*), la Belgique (ONDRAF*), le Canada (AECL*), Espagne (ENRESA*), les USA (DOE-OCRWM*), le Japon (JNFL*, PNC*), le Royaume-Uni (NIREX* en projet), la Suède (SKB*), la Suisse (CEDRA*), la Taïwan (AEC/RWA*) et République Tchèque (NRI*).

* Terme défini dans le glossaire

Ces collaborations se sont mises en place dès la création, à l'étranger, des premiers laboratoires souterrains méthodologiques (argile, granite, sel) et leur ouverture à la coopération internationale. Elles ont débutés dans les années 1980 dans le cas des laboratoires de MOL*, STRIPA*, URL*, Grimsel*. Elles se sont amplifiées dans les années 1990 avec la création de nouveaux laboratoires : Mont Terri* (Suisse), HRL* (Suède).

Actuellement en 1998, l'ANDRA maintient des collaborations actives, d'une part, pour conduire ses propres recherches avec l'aide de ses sous-traitants, en Belgique (MOL* - 2 expériences en cours), en Suisse (Mont Terri* - 6 expériences en cours et Grimsel* - 2 expériences en cours), en Suède (HRL* - 3 expériences en cours) et au Canada (URL* - 1 expérience en cours) et pour poursuivre la préparation des expériences à réaliser dans les laboratoires de qualification français. Ces collaborations, ont été, et sont particulièrement importantes pour l'ANDRA et évidemment de nature différente de celles du CEA. En effet, l'ANDRA n'a pu dans le passé et ne peut encore aujourd'hui expérimenter que dans les laboratoires étrangers (excepté dans le cas des MPDA* -Mines de Potasse d'Alsace- en France). Les expériences in situ sont longues, pluridisciplinaires et coûteuses ; elles nécessitent des collaborations multiples, y compris pour supporter leur financement. Beaucoup d'entre elles sont développées dans le cadre de contrat de l'UE* (4ème PCRD*). Certaines sont coordonnées par l'ANDRA.

L'ANDRA a pu et peut ainsi, développer sa propre logique de recherches, tester ses outils et ses méthodes de caractérisation à la fois pour l'argile et le granite, tout en les confrontant à celles de ses partenaires de recherche.

L'ANDRA participe aussi activement à des comités, des commissions et des groupes de travail de l'OCDE* (Comité de gestion des déchets radioactifs) et de l'AIEA* (Safety Standards) et à des groupes d'experts internationaux ou inter-organismes, souvent avec, comme partenaire, le CEA (projet BIOMOV* puis BIOMASS* par exemple).

* Terme défini dans le glossaire

5.2 Bilan des collaborations par axe de recherche

Les grands thèmes de collaboration par axe de recherche, sont les suivants :

5.2.1 Axe 1

Dans toutes les collaborations de la Direction du Cycle du Combustible du CEA, les études sur les séparations des actinides mineurs et de certains produits de fission par hydrométallurgie (depuis 1991) et par pyrométallurgie à un moindre degré (depuis 1995) occupent une place prépondérante dans les échanges d'informations. Des échanges de chercheurs s'effectuent avec le Japon ; des chercheurs russes travaillent dans les laboratoires de recherche en France. Ces collaborations permettent d'élargir le domaine d'expertise de la Direction du Cycle du Combustible dans certains domaines, par contre dans d'autres, la Direction du Cycle du Combustible est plutôt en avance sur ses partenaires. La DCC est également très engagée dans les projets AÏDA* MOX 1 et 2 (Russie) qui visent, à partir des armes russes, à transformer du plutonium métal en oxyde.

Les collaborations de la Direction des Réacteurs Nucléaires couvrent plus spécifiquement des thèmes relatifs aux systèmes à neutrons rapides (RNR* et systèmes hybrides*). Il s'agit surtout d'échanges d'informations. Elle est aussi engagée dans des expériences intégrées pour la préparation de combustibles MOX* (U-Pu) ou de combustibles MOX* contenant de l'américium ainsi que pour la fabrication des cibles renfermant du technétium et de l'iode ; ces dernières sont destinées à l'irradiation en réacteur par des neutrons rapides ou thermiques. A cet égard, la collaboration dans le domaine de la chimie préparative avec ITU* de Karlsruhe (Centre Commun de Recherche) est très active.

5.2.2 Axe 2

La Direction du Cycle du Combustible étudie avec PNC* (Japon) la migration de l'hydrogène dans une argile compactée soit sèche soit saturée en eau ainsi que les capacités de résistance à la rupture d'une barrière argileuse. Elle est engagée dans la dernière phase (1997-2002) du projet PRACLAY* qui a débuté à MOL* (Belgique) depuis 8 ans et qui a pour but de tester in situ et en grandeur réelle les performances d'une

* Terme défini dans le glossaire

barrière ouvragée à base d'argile (maquette Ophélie*). Le CEA a participé à la définition du projet, il doit fournir les 30 tonnes de briques d'argile pour la construction de la maquette ainsi que les capteurs de température et de pression et autres instrumentations. Enfin la Direction du Cycle du Combustible coordonne la phase II de l'important programme de l'UE* sur Oklo*. Ce programme qui comprend de nombreux partenaires porte sur le comportement dans le milieu naturel des produits des réactions nucléaires du réacteur fossile de Bangombé* ; ce comportement sur le long terme (environ 2 milliards d'années) simule assez bien la migration des radionucléides qui pourrait se produire dans un stockage de combustibles UOX* usés et dégradés.

La Direction des Réacteurs Nucléaires participe, souvent en tant que sous traitant de l'ANDRA, à de très nombreux programmes internationaux qui font appel à la modélisation dans les domaines de l'hydraulique, de la thermique, de la mécanique (THM*) ainsi que de la migration et du couplage de ces paramètres. A cette fin, il met en œuvre les logiciels TRIO* EF et CASTEM 2000*, comme dans le projet DECOVALEX*.

L'IPSN participe à des groupes de travail de l'OCDE-AEN*, à des exercices internationaux pour le développement de codes de modélisation simulant le retour des radionucléides d'un stockage vers la biosphère et calculant l'impact radiologique sur l'homme et l'environnement. Elle applique son propre code MELODIE* à des cas de référence de stockage (EVEREST* et SPA*), ainsi qu'aux résultats issus des programmes de recherche menés dans deux laboratoires phénoménologiques dans l'argile (Tournemire* -France et Mont Terri* -Suisse).

Pour ce qui concerne l'ANDRA, pilote de l'axe 2, on constate que toutes les expériences dont la réalisation est actuellement envisagée dans les laboratoires de qualification français ont été réalisées ou se poursuivent dans le cadre des coopérations mentionnées. Il s'agit, par exemple, de confirmer les performances de confinement de la roche hôte et la portée des perturbations entraînées par la mise en place du stockage, ou bien de vérifier la capacité à sceller durablement les puits, les galeries et les forages ou encore de conforter la faisabilité de l'architecture d'un concept de stockage. Pour ce faire, onze expériences à grandes échelles sont en cours. Leurs caractéristiques sont décrites dans les documents mis à la disposition de la Commission. L'ANDRA a présenté à titre d'exemples lors des auditions, l'état d'avancement soit de projets internationaux importants, comme DECOVALEX* ;

* Terme défini dans le glossaire

PEGASE*, EVEGAZ* et GAMBIT*, soit des expériences significatives, comme l'essai TSX* (URL* - Canada-) et les travaux dans le Mont Terri* (Suisse). Cet objectif de préparation à l'expérimentation dans les laboratoires souterrains est doublé de celui de se préparer aux analyses de sûreté en participant à des exercices internationaux de validation de codes de calcul.

Étalé sur la période de 1992 à 1998, DECOVALEX* est un exercice de développement de modèles couplés et de leur validation par rapport à des expérimentations in situ. Onze organisations de 6 pays différents y participent ; ceci met en évidence la dimension de cette coopération. Les autres projets, d'ampleur tout juste moindre, traitent de la problématique des gaz dans les stockages, de leur génération puis de la modélisation de leur diffusion.

L'expérimentation TSX* (URL* – Canada) est un essai en vraie grandeur de scellement d'une galerie dans le granite en utilisant de la bentonite ; l'essai s'étend sur une longueur d'environ 20 mètres et un diamètre de 4,4 mètres. Cette expérience a débuté en 1995 et les essais proprement dits vont durer de 1998 à 2001. Quatre pays y participent : Canada, Japon, France et USA. L'ANDRA coordonne le travail de plusieurs sous-traitants sur des thèmes de recherches, en particulier sur celui de la modélisation du comportement d'une particule argileuse lors de son hydratation.

L'expérimentation dans le Mont Terri* (Suisse) a pour but de mieux connaître les argiles compactées, proches de celles que l'on rencontre dans les sites français. Douze expériences visent à connaître la capacité de piégeage du milieu, les sollicitations et les perturbations mécaniques, les échanges hydriques ainsi que la capacité tampon du milieu.

La Commission a également été informée de l'avancement de projets internationaux auxquels l'ANDRA participe, comme le projet de sélection des bases de données thermodynamiques nécessaires pour alimenter les codes de migration des radionucléides ou des isotopes stables ou bien qu'elle dirige, comme le projet de modélisation de la sorption confié à Quantiscience*.

* Terme défini dans le glossaire

5.2.3 Axe 3

Les thèmes ouverts à collaborations par Direction du Cycle du Combustible pour cet axe portent surtout sur la caractérisation des colis de déchets B par des mesures physiques, les conditionnements dans des matrices verres ou céramiques et l'étude de leur altération ainsi que l'étude de la lixiviation des combustibles irradiés. Pour les verres simulés ou réels, il s'agit d'études maintenant classiques, comme l'élaboration, la caractérisation, l'altération dans diverses conditions et la modélisation du terme source. Pour les céramiques, il s'agit encore d'études d'élaboration des matériaux. Pour les combustibles irradiés, il s'agit d'études similaires à celles conduites sur les verres : altération dans diverses conditions et modélisation des termes source. Ces collaborations se font essentiellement dans le cadre d'un "réseau européen de caractérisation" (Network) pour les mesures sur colis et/ou d'importants contrats dans le cadre du PCRD* de l'UE*.

Par contre, les collaborations internationales sur les problèmes liés aux entreposages de surface ou de subsurface ne sont pas encore établies par le CEA.

5.3 Le rôle des grands organismes internationaux (AIEA, OCDE/AEN, UE)

Les collaborations existantes dans le cadre de l'AIEA*, de l'OCDE/AEN* et de l'UE* occupent une place prépondérante. En complément de ce qui précède, il paraît utile d'examiner, à titre d'exemple, les rôles de ces organisations dans le domaine de la gestion à long terme des déchets radioactifs et de leur stockage (correspondant principalement à l'axe 2 de la loi) et ne représentant qu'une de leur préoccupation commune parmi toutes les autres missions dont elles sont investies.

Les deux premières fonctionnent sur la base de nombreuses Commissions officielles, de groupes et sous-groupes de travail attachés à des programmes, à des projets ou encore à la préparation de réunions thématiques qu'elles organisent. L'Union Européenne (UE*) a en charge le programme de recherches et développement sur le développement de l'énergie soit de fission, soit de fusion. Les programmes de recherche dédiés à l'énergie nucléaire de fission comportent plusieurs aspects : réacteurs, systèmes innovants, sûreté, radioprotection et gestion de la fin du cycle du combustible dont les déchets. Ces trois

* Terme défini dans le glossaire

organisations ont souvent des observateurs et experts communs et organisent conjointement des colloques communs sur un thème.

Ces trois organisations ont des rôles différents.

- L'AIEA* se préoccupe essentiellement des questions de sûreté en édictant des textes généraux de référence, non techniques, sur la base d'un large consensus des pays membres de cette Agence. Dans le cadre du programme RADWASS* (Radioactive Waste Safety Standards Programme), elle publie régulièrement sous la forme de « Safety Standards Series » des fascicules sur les fondements de la sûreté, les exigences de la sûreté et les guides de sûreté. Un groupe de travail examine actuellement sous l'angle de la sûreté les « Principes et critères pour l'enfouissement des déchets ». L'AIEA* procède, en collaboration avec l'OCDE-AEN*, à des examens d'évaluation de sûreté produits par des exploitants nationaux en charge de la gestion des déchets, sur la demande des exploitants (par exemple le CSA* pour la France et le WIPP* pour les USA). Sous ses auspices, et à la requête des états membres concernés, elle organise des évaluations de la sûreté de régions contaminées (par exemple récemment les atolls de Mururoa* et Fangataufa* ; les évaluations de la contamination des mers de Barents* et de Kara* sont en cours). Elle conduit des projets internationaux comme le programme BIOMASS*, dont l'objectif est la modélisation des biosphères et le choix de biosphères de référence pour le futur. D'autres activités de l'AIEA* concernent les aspects technologiques de la gestion des déchets avec, dans l'état actuel, une préoccupation relative aux problèmes de démantèlement des installations nucléaires.

Le comité RWMC* (Radioactive Waste Management Committee), composé des représentants des agences impliquées dans la gestion des déchets, contrôle au sein de l'OCDE-AEN les travaux du groupe PAAG* (Performance Assessment Advisory Group) et du groupe de coordination SEDE* (Site Evaluation and Design of Experiments for Radioactive Waste Disposal). Le premier traite de la façon de conduire une analyse de sûreté d'un stockage géologique et, notamment de produire une analyse reposant sur une méthodologie adéquate destinée à conforter la confiance dans les résultats des les évaluations. Le second traite des aspects pratiques de la caractérisation d'un site de stockage. Les deux groupes mènent des actions communes.

C'est au sein de PAAG* que sont examinés les problèmes de sûreté intégrée, d'utilisation des modèles prédictifs, des scénarios à prendre en compte dans les évaluations de sûreté

* Terme défini dans le glossaire

et des données à utiliser dans les modèles. Le travail se veut concret, c'est pourquoi des bases de données sont produites comme les listes de « Faits, Evènements et Processus » (F.E.P.*), c'est-à-dire les paramètres à prendre en compte dans l'évaluation de la sûreté à très long terme ainsi que les données thermodynamiques (spéciation, solubilité, sorption) des radionucléides importants (actinides et autres produits de fission à vie longue). Ces données sélectionnées par des spécialistes font référence. Des documents de base sont aussi publiés, par exemple sur la modélisation du comportement des radionucléides dans les milieux aqueux.

Le rôle de SEDE* est de préparer la phase de démonstration de la possibilité d'implantation d'un stockage dans un site donné. Elle concerne la caractérisation des performances des différentes barrières et de leurs interfaces. Un effort sur les sites argileux est en cours dans le cadre du Clay Club*.

Le programme GEOTRAP* (Radionucléide Migration in Geologic Heterogeneous Media) est commun à PAAG* et SEDE*.

D'autres activités de l'OCDE-AEN concernent les aspects technologiques du démantèlement des installations nucléaires et la radioprotection en général.

L'UE coordonne et finance depuis longtemps des recherches sur la gestion des déchets radioactifs dans le cadre de Projets à frais partagés et d'Actions concertées, tous multinationaux. Le 4^{ème} PCRD* (Programme Commun de Recherche et de Développement) se terminera en 1998, le 5^{ème} est en cours d'élaboration pour la période 1999-2003. Les recherches menées dans les domaines retenus permettent d'accroître les connaissances dans :

- la mise en œuvre des codes de modélisation pour les évaluations de performances de stockages géologique des combustibles usés (Programme SPA*) et des verres et autres déchets nucléaires (programme EVEREST* réalisé entre 1994 et 1998). Toutes les formations géologiques, envisagées (sel, argile, granite) sont examinées,
- les expérimentations in situ à Mol*, Asse* et Grimsel* (c'est le cas actuellement du projet FEBEX*),

* Terme défini dans le glossaire

- les recherches génériques sur les phénomènes de base comme la caractérisation des matrices de confinement (verres et combustible), le contrôle du contenu des colis, la thermomécanique des roches, la génération de gaz et leur circulation, la migration des radionucléides et les analogues naturels.

Conclusion

Les collaborations actives engagées par le CEA, l'ANDRA et les organismes associés aux recherches dans des domaines de la fin du cycle des combustibles et la gestion ultime des déchets sont nombreuses. Cette annexe sans vouloir être exhaustive, donne un aperçu de la diversité des sujets abordés. Les documents décrivant l'état d'avancement des recherches et relatant les résultats obtenus sont consignés dans les bilans annuels et les programmes des recherches élaborés par les organismes pilotes.

La Commission considère que ces collaborations, qui, pour l'essentiel, sont orientées vers des axes stratégiques forts, sont de qualité et qu'elles doivent se poursuivre. Elle recommande de veiller au maintien de ces orientations et de favoriser le développement des échanges sur les entreposages de longue durée.

Ces collaborations ne trouvent leur pleine justification que si les personnes impliquées peuvent se déplacer, se rencontrer, voire séjourner à l'étranger. A cet égard, il convient donc de favoriser le plus possible les échanges des chercheurs, les stages de formation et la présence ainsi que la participation aux expérimentations dans les laboratoires étrangers.

ANNEXE 6

ETATS DES LIEUX DES DECHETS B ET C RELEVANT DE LA LOI DE 1991

Cette annexe complète les données fournies au chapitre 5 sur :

- les produits de fission et d'activation à vie longue des combustibles irradiés,
- l'inventaire des déchets du CEA,
- les installations de traitement et d'entreposage de déchets de Cadarache
- l'inventaire des déchets de l'établissement COGEMA de Marcoule et du CEA-VALRHO*,
- la mise à l'arrêt définitif de UP1* (MAD*),
- la cessation définitive d'exploitation de l'APM* (CDE*),
- les données d'inventaires des graphites.

6.1 Les produits de fission et d'activation à vie longue des combustibles irradiés

A partir des diverses auditions et de la documentation complémentaire parvenue à la Commission, un état des lieux sur les produits de fission et d'activation à vie longue a pu être dressé. Dans ses réacteurs, EDF utilise actuellement trois types de combustibles :

- les combustibles à base d'uranium enrichi en moyenne à 3,7 % d'uranium 235 ; ils sont dénommés combustibles UOX*,
- les combustibles mixtes à base d'uranium appauvri*, ou naturel, et d'oxydes de plutonium (5,3 à 8,3 % environ) ; ils sont dénommés combustibles MOX*.
- les combustibles appelés URE* ; il s'agit de combustibles à base d'oxydes d'uranium de retraitement réenrichi par ultracentrifugation à un taux de 4,1 % ; 2 charges annuelles sont utilisées à CRUAS*.

Lorsque le programme de moxage des réacteurs sera réalisé, la répartition des différents types de combustibles dans les réacteurs du parc actuel sera la suivante :

- 4 338 tonnes de combustibles UOX*,
- 465 tonnes de combustibles MOX*,
- 142 tonnes de combustibles URE*.

* Terme défini dans le glossaire

En 2006, selon les besoins de retraitement d'EDF, l'entreposage en piscine des combustibles usés peut s'évaluer à :

- 10 000 à 12 000 tonnes de combustibles UOX*,
- 950 à 1 000 tonnes de combustibles MOX*,
- 250 à 300 tonnes de combustibles URE*.

Le bilan des masses d'actinides et de produits de fission à vie longue est effectué pour les 3 types de combustibles à un taux de combustion identique égal à 45 GWj/t à l'aide du code CESAR* 4.

6.1.1 Bilan général en actinides et produits de fission

Le premier bilan comparatif, regroupé dans le tableau 6.1, concerne la composition massique au déchargement de l'uranium, du plutonium, des actinides mineurs et produits de fission. L'analyse des estimations numériques conduit à faire deux remarques :

- la masse des produits de fission et d'activation est quasiment identique (45 à 46 kg/tonne) quel que soit le type de combustible,
- la masse d'actinides mineurs, par contre, dépend fortement de la composition initiale en oxydes du combustible.

Si l'on s'intéresse à la composition en actinides mineurs, trois ans après le déchargement, date de référence pour le retraitement des combustibles du type UOX*, la masse respective de chaque actinide varie d'un combustible à l'autre (tableau 6.2). La masse d'américium produite est 8 à 9 fois plus grande dans le combustible MOX* que les 2 autres types de combustibles ; la masse de curium augmente dans des proportions de l'ordre de 10 à 13 ; par contre la masse de neptunium est 4 fois plus faible dans le combustible MOX* par rapport au combustible UOX* et cette proportion atteint la valeur de 9 par rapport au combustible URE*.

* Terme défini dans le glossaire

TABLEAU 6.1 : BILAN DE LA COMPOSITION AU DECHARGEMENT DU COMBUSTIBLE
(kg par tonne de métal lourd initial - tMLi)

TYPE DE COMBUSTIBLE 45 GWj/t	QUANTITE D'ELEMENT DECHARGEE			
	U	Pu	Actinides Mineurs	PF
REP UOX (3,7 %)	941	11,6	1,0	46,1
REP MOX (8,28 %)	890	59,3	4,7	45,1
REP URE (4,1 %)	940	12,2	2,0	46,0

TABLEAU 6.2 : BILAN DES ACTINIDES APRES 3 ANS DE REFROIDISSEMENT DU
COMBUSTIBLE (kg par tonne de métal lourd initial - t/MLi)

TYPE DE COMBUSTIBLE 45 GWj/t	QUANTITE APRES 3 ans (Pu + actinides)	QUANTITE PAR ACTINIDE			
		Pu	Am	Cm	Np
REP UOX (3,7 %)	12,64	11,4	0,54	0,093	0,61
REP MOX (8,28 %)	64,06	58,3	4,6	1,0	0,16
REP URE (4,1 %)	14,03	12,0	0,50	0,073	1,46

6.1.2 Bilan détaillé des produits de fission et d'activation à vie longue

Les produits de fission et d'activation radioactifs ou stables se répartissent en plusieurs familles chimiques : gaz rares*, alcalins*, alcalino-terreux*, lanthanides*, chalcogènes*, halogènes*, métaux de la mine* du palladium,... Pour les trois types de combustibles, cette répartition est reportée dans le tableau 6.3. Des différences sensibles apparaissent principalement entre les combustibles à base d'uranium (UOX* - URE*) et les MOX*. Les évolutions des masses produites peuvent se classer en trois groupes :

- la masse reste à peu près stable quel que soit le type de combustible ; c'est le cas du technétium et des chalcogènes* (Se + Te),
- la masse diminue dans les MOX* par rapport aux combustibles à uranium (UOX*-URE*) : cette diminution se classe selon 3 paliers :
 - ◆ environ 10 % : les gaz rares (Kr + Xe), le molybdène, le cérium, le praséodyme, le néodyme.
 - ◆ environ 20 % : les alcalino-terreux (Sr + Ba), Yttrium + lanthane,
 - ◆ environ 30 % : le zirconium
- La masse augmente dans les combustible MOX* selon trois niveaux :
 - ◆ environ 10 % : les alcalins (Cs + Rb)
 - ◆ environ 20 à 30 % : l'iode, le samarium et l'euporium
 - ◆ environ 50 % : la mine du palladium (Ru, Rh, Pd) et divers métaux (Ag, Cd, In, Sn, Sb)

Les produits de fission et d'activation à vie longue représentent une fraction de la masse totale d'environ 7 à 9 %, soit 3 à 4 kg par tonne de métal lourd initial. Les isotopes figurant au tableau 6.4 sont classés par ordre croissant de la masse dans le combustible. Ces isotopes peuvent être classés en 4 catégories si l'on prend en compte leur période radioactive :

- ◆ environ 100 ans : ^{121}Sn , ^{151}Sn , ^{63}Ni
- ◆ $10^3 - 10^4$ ans : ^{93}Mo , ^{14}C , ^{94}Nb ,
- ◆ environ 10^5 ans : ^{79}Se , ^{59}Ni , ^{126}Sn , ^{41}Ca , ^{99}Tc , ^{36}Cl ,
- ◆ supérieur à 10^6 ans : ^{93}Zr , ^{135}Cs , ^{53}Mn , ^{107}Pd , ^{129}I .

* Terme défini dans le glossaire

Afin d'être homogène avec les documents internationaux, les publications et les documents nationaux, il serait nécessaire de statuer sur le cas du ^{10}Be ($2,7 \cdot 10^6$ ans) et d'autres isotopes à vie très longue figurant par exemple dans la « synthèse des options initiales de conception d'un stockage de déchets de haute activité à vie longue de l'ANDRA comme ^{147}Sm ($1,2 \cdot 10^{11}$ ans), ^{115}In ($6 \cdot 10^4$ ans) ou à vie plus courte : $^{166\text{m}}\text{Ho}$ (34 ans) ; dans la littérature internationale sont cités aussi : ^{87}Rb ($4,8 \cdot 10^{10}$ ans), ^{144}Nd ($2 \cdot 10^{15}$ ans) et un produit d'activation ^{180}Ta ($> 10^{12}$ ans).

S'agissant de la masse proprement dite exprimée en gramme par tonne, on peut aussi retenir quatre catégories :

- masse inférieure au gramme : ^{53}Mn , ^{93}Mo , ^{14}C , ^{41}Ca , ^{121}Sn ,
- masse de l'ordre de quelques grammes : ^{94}Nb , ^{36}Cl , ^{79}Se , ^{63}Ni ,
- masse comprise entre 10 et 100 grammes : ^{151}Sm , ^{126}Sn , ^{59}Ni ,
- masse supérieure à 100 grammes : ^{129}I , ^{107}Pd , ^{135}Cs , ^{93}Zr , ^{99}Tc .

L'évolution entre les combustibles à base d'uranium (UOX* et URE*) et les MOX* peut s'apprécier soit :

- par la stabilité : ^{99}Tc et des isotopes en masse très faible comme ^{53}Mn , ^{93}Mo , ^{14}C ,
- par une diminution dans les combustibles MOX* dont l'importance est variable :
 - ◆ 10 % environ : ^{79}Se ,
 - ◆ 30 à 40 % : ^{36}Cl , ^{93}Zr ,
 - ◆ 50 % et plus : ^{41}Ca , ^{63}Ni , ^{59}Ni .
- par une augmentation dans les combustibles MOX* dont la plus importante est celle du ^{107}Pd (+ de 100 %) ; les autres sont plus variables :
 - ◆ 20 % environ : ^{129}I ,
 - ◆ 30 % : ^{121}Sn ,
 - ◆ 50 % et plus : ^{151}Sm , ^{126}Sn , ^{135}Cs .

* Terme défini dans le glossaire

Un autre élément important qui intervient principalement en terme de dilution, dans le comportement dans les barrières ouvragées et géologiques et les transferts vers la biosphère et l'homme, concerne le rapport entre l'isotope radioactif à vie longue et l'élément chimique ou la famille chimique. Quelques données sont rassemblées dans le tableau 6.5. L'examen de ces données fait apparaître des situations très diverses allant du ^{99}Tc , où l'ensemble de la masse est constitué par cet isotope, au ^{93}Mo , où la masse de l'isotope radioactif est négligeable par rapport à l'ensemble du molybdène stable présent dans le combustible. Les rapports entre l'isotope radioactif et la masse des éléments considérés sont généralement identiques quel que soit le type de combustible.

Au données figurant dans le tableau 6.5, on peut ajouter que la comparaison entre isotopes du même élément est évidemment prépondérante ; des données plus affinées montrent que le rapport $^{135}\text{Cs}/\text{Cs}$ est de l'ordre de 15 % pour un rapport $^{137}\text{Cs}/\text{Cs}$ voisin de 30 à 35 % ; pour les isotopes considérés en terme de famille chimique, il y a lieu de considérer les éléments individuels ; les valeurs pour ^{126}Sn , ^{107}Pd , ^{79}Se s'établissent respectivement à 40 %, 15 %, 9 % environ. L'isotope de vie moyenne, le ^{90}Sr est également à prendre en considération pour cette analyse ; les rapports $^{90}\text{Sr}/\text{Sr}+\text{Ba}$ et Sr/Sr s'élèvent respectivement à 15-20 % et 60 % environ.

TABLEAU 6.3 : PRODUITS DE FISSION : COMPOSITION EN FAMILLE CHIMIQUE
(kg par tonne de métal lourd initial - tMLi)

FAMILLE	UOX (3,7 %)	URE (4,1 %)	MOX (8,28 %)
Kr + Xe	7,7	7,6	7,1
Cs + Rb	4,0	4,2	4,4
Sr + Ba	3,2	3,2	2,6
Y + La	2,2	2,2	1,8
Zr	4,7	4,8	3,3
Se + Te	0,72	0,72	0,75
Mo	4,5	4,5	4,1
I	0,29	0,28	0,37
Tc	1,1	1,1	1,1
Ru + Rh + Pd	5,6	5,4	8,3
Ag + Cd + In + Sn + Sb	0,34	0,31	0,67
Ce	3,2	3,2	2,8
Pr	1,5	1,5	1,4
Nd	5,4	5,4	4,7
Sm	1,0	1,0	1,2
Eu	0,21	0,2	0,27
TOTAL PF	46,1	46,0	45,1

TABLEAU 6.4 : PRODUITS DE FISSION ET D'ACTIVATION A VIE LONGUE
(g par tonne de métal lourd initial tMLi)

ISOTOPE	UOX (3,7 %)	URE (4,1 %)	MOX (7,28 %)
⁵³ Mn	4,4.10 ⁻⁷	4,6.10 ⁻⁷	4,7.10 ⁻⁷
⁹³ Mo	1,4.10 ⁻¹	1,3.10 ⁻²	1,3.10 ⁻¹
¹⁴ C	1,6.10 ⁻¹	1,5.10 ⁻¹	1,1.10 ⁻¹
⁴¹ Ca	3,6.10 ⁻¹	3,2.10 ⁻¹	1,4.10 ⁻¹
^{121m} Sn	5,0.10 ⁻¹	4,8.10 ⁻¹	6,5.10 ⁻¹
⁹⁴ Nb	1,9	1,9	1,2
³⁶ Cl	2,4	2,1	8,4.10 ⁻¹
⁷⁹ Se	6,2	6,3	5,6
⁶³ Ni	9,5	8,1	2,0
¹⁵¹ Sm	1.8.10 ¹	2,0.10 ¹	5,0.10 ⁻¹
¹²⁶ Sn	3,0.10 ¹	2,8.10 ¹	4,6.10 ¹
⁵⁹ Ni	5,0.10 ¹	5,0.10 ¹	1,3.10 ¹
¹²⁹ I	2,3.10 ²	2,3.10 ²	2,8.10 ²
¹⁰⁷ Pd	3,2.10 ²	2,9.10 ²	7,0.10 ²
¹³⁵ Cs	4,8.10 ²	5,3.10 ²	1,0.10 ³
⁹³ Zr	1,0.10 ³	1,0.10 ³	6,9.10 ²
⁹⁹ Tc	1,1.10 ³	1,1.10 ³	1,1.10 ³
TOTAL	≃ 3 250	≃ 3 270	≃ 3 890
% par rapport à la masse totale de PF	≃ 7,0	≃ 7,1	≃ 8,6

TABLEAU 6.5 : RAPPORT ENTRE LES PRINCIPAUX ISOTOPES A VIE LONGUE ET L'ELEMENT OU LES ELEMENTS DE LA MÊME FAMILLE (en %)

ISOTOPE	UOX (3,7 %)	URE (4,1 %)	MOX (7,28 %)
⁹⁹ Tc/Tc	100	100	100
¹²⁹ I/I	79,3	79,3	75,7
⁹³ Zr/Zr	21,3	20,8	20,9
¹³⁵ Cs/Cs + Rb	12,0	12,6	22,7
¹²⁶ Sn + ^{121m} Sn/Ag + Cd + In + Sn + Sb	9,0	9,2	7,0
¹⁰⁷ Pd/Ru + Rh + Pd	5,7	5,4	8,4
¹⁵¹ Sm/Sm	1,8	2,0	4,2
⁷⁹ Se/Se + Te	0,9	0,9	0,7
⁹³ Mo/Mo	0,003	0,0003	0,003

Enfin une dernière série de données, qui n'avaient pas encore été fournies à la Commission, concerne la répartition des isotopes à vie longue entre le combustible et les structures. Les valeurs, par type de répartition, sont rassemblées dans le tableau 6.6. Quatre types de répartition ont été retenus selon les proportions respectives entre le combustible et les structures.

Il est à remarquer qu'il reste à finaliser d'une part, l'inclusion des actinides et des produits de fission dans les structures et, d'autre part la diffusion de l'iodure de césium volatil dans les structures durant l'irradiation en réacteur et durant l'entreposage. La valeur du taux d'inclusion est estimée aujourd'hui à 0,2 %.

**TABLEAU 6.6 : REPARTITION DES ISOTOPES A VIE LONGUE ENTRE LE
COMBUSTIBLE ET LES STRUCTURES**

TYPE DE REPARTITION	ISOTOPES CONCERNEES ET % EVENTUELLEMENT
100 % dans le combustible	^{41}Ca , ^{79}Se , ^{151}Sm , ^{126}Sn , $^{129}\text{I}^{**}$, ^{107}Pd , $^{135}\text{Cs}^{**}$, ^{99}Tc
Majoritairement dans le combustible	^{14}C (98 %), ^{36}Cl (91 %), (95 % UOX* – URE* 99 % MOX*) ^{93}Zr (94 % UOX* – $^{121\text{m}}\text{Sn}$ (95 % URE* – MOX*))
Majoritairement dans les structures	^{54}Mn (90 %), ^{63}Ni (91 %), ^{59}Ni (96 % UOX* – URE* – 93 % MOX*) ; ^{94}Nb (95 % UOX* – 94 % URE* – MOX*)
Répartition équivalente dans le combustible et les structures	^{93}Mo – 59 % dans le combustible 41 % dans les structures

** Le taux d'inclusion dans les structures est actuellement estimé à 0,2 %.

6.2 Inventaire des déchets du CEA

6.2.1 Inventaire présenté à la Commission

Cet inventaire a fait l'objet de plusieurs informations de la Commission ; trois auditions ont traité de ce sujet :

- le 6 novembre 1997
- le 20 novembre 1997
- le 3 décembre 1997

Le CEA, qui possède des déchets très divers en raison de la grande diversité des installations qu'il exploite aujourd'hui d'une part, et, d'autre part, de sa mission qui l'a conduit à exploiter des établissements jusqu'à leur maturité industrielle, a fait un effort particulier de recensement des déchets qui relèvent de la loi de 1991. La part

* Terme défini dans le glossaire

des déchets actuellement entreposés en l'état ou sous forme conditionnée qui est destinée au stockage de surface n'est toutefois pas encore définitivement établie, à cause d'un manque de caractérisation, mais aussi à cause du souci de réduire le volume et l'activité de certains d'entre eux. Si le recensement physique permet d'évaluer le volume entreposé, il reste à établir les dossiers des connaissances et les spécifications des déchets produits et à produire ; ceci est une deuxième étape très importante du programme consacré aux déchets du CEA pour les années qui viennent.

Les données d'inventaire pour les déchets B et C relevant de la loi de 1991 sont recensées dans les tableaux 6.7 et 6.8. On se reportera au paragraphe 5.4.2 du chapitre 5 du rapport pour les déchets particuliers qui ne sont pas inclus dans ces tableaux.

A la fin 1996, le volume de déchets B conditionnés s'élève à environ 6500 m³ ; les déchets non conditionnés sont constitués d'une part, de 1500 m³ entreposés dans différentes installations y compris Valrho* et Marcoule et, d'autre part, des déchets particuliers divers dont le volume peut être estimé à 500 m³ à l'exclusion des graphites, qui à eux seuls, représentent un volume de l'ordre de 3500 m³. Concernant les déchets B recensés dans le tableau 6.7, on peut distinguer 5 catégories :

- les déchets technologiques compactés, disposés dans des conteneurs en acier ; ils représentent près de 50 % en volume,
- les concentrats, boues, cendres, placés dans des conteneurs en béton ; ils représentent environ 30 % en volume,
- les déchets technologiques irradiants compactés, dont le volume est voisin de 6 %,
- les déchets radifères, en provenance de l'ancien site du Bouchet*,
- les déchets divers : sources, coques en bétons...

Les déchets B non conditionnés actuellement entreposés soit en vrac, soit dans divers fûts, caissons ou simplement emballés sont de nature et de volume très variables. Trois types représentent à eux seuls environ 1 000 m³ ; il s'agit des déchets α résultant de la fabrication des combustibles à base de plutonium entreposés dans Pégase* à Cadarache (271,2 m³), des déchets divers entreposés en vrac dans les fosses de l'INB 56 à Cadarache (476 m³) et de divers déchets en tranchées (270 m³).

* Terme défini dans le glossaire

Les déchets de la catégorie C et les combustibles divers recensés dans le tableau 6.8 comprennent 8 à 9 m³ de verres résultant du pilote PIVER*, prototype des ateliers de vitrification industriels (AVM*, R₇* et T₇*) et des combustibles divers des réacteurs de recherche ou prototypes. En revanche, les combustibles de la propulsion navale ne figurent pas dans cet inventaire.

* Terme défini dans le glossaire

TABEAU 6.7 : DECHETS B DU CEA RELEVANT DE LA LOI DE 1991

TYPES DE COLIS	NATURE DES DECHETS	DECHETS CONDITIONNES EXISTANTS EN 1996 (exposé CEA du 3.12.97)**		DECHETS CONDITIONNES PREVUS EN 2020 (document ANDRA du 14.05.98)	
		Nombre de colis	Volume en m ³	Nombre de colis	Volume en m ³
Conteneur en acier 870 litres	Déchets technologiques « Vrac » ou compactés	3 440	2 994,2	3 350 - 4 230	3 335 - 4 207
Conteneur en béton 500 litres	Concentrats d'évaporateurs, Boues, cendres	3 707	1 853,5	4 735	2 314
Conteneurs exotiques	Concentrats (700 litres) Boues (350 litres) Colis de 2,5 m ³ LECA* Blocs sources Coques de 1,0 et 1,8 m ³	407	585	338 - 553	342 - 885
Conteneurs irradiants de 500 litres	Déchets technologiques Compactés - irradiants	808	404	2 140 - 2 680	1 070 - 1 340
Déchets radifères	Déchets PbS0 ₄	923	619	923	590
Conteneurs de Haute Intégrité (CHI*)	Résidus CEDRA* : cendres, filtres, boues.	-	-	441	520
	TOTAUX	9 285	6 455,7	11 927 - 13 562	8 171 - 9 856

** A ces déchets conditionnés, il faut ajouter 1 279,3 m³ de déchets emballés en vrac à traiter et à conditionner et des déchets particuliers.

* Terme défini dans le glossaire

TABLEAU 6.8

DECHETS C ET COMBUSTIBLES DU CEA RELEVANT DE LA LOI DE 1991

VERRES (m³)	<u>EXISTANTS EN 1996</u>	<u>PREVISIONS 2020</u>
PHENIX*, SICRAL*	8,6	8,6
Pots de vitrification		
<u>Combustibles (tonnes)</u>		
Cadarache	69,7	70
Saclay	2,3	2,3
Grenoble	0,05	0,15
Phénix	<u>7,45</u>	<u>35</u>
Total⁽¹⁾	≃ 79,5	≃ 102,5

(1) La masse de combustibles peut évoluer en fonction du retraitement de certains d'entre eux. Ces prévisions excluent les combustibles de la propulsion navale entreposés à CASCAD* (Cadarache).

**6.2.2 Bilan des déchets solides destinés à l'entreposage de longue durée -
Inventaire de la Direction chargée de la Gestion des Déchets**

La Direction chargée de la Gestion des Déchets (DGD) du CEA établit annuellement un rapport d'activité depuis 1991. Ce document a été remis à la Commission lors des auditions sur les entreposages de Cadarache et Marcoule. Pour chaque site, un bilan des déchets solides conditionnés ou non est établi au 31 décembre 1996.

Le tableau 6.9 récapitule l'ensemble des données disponibles du CEA listées dans le document précité.

* Terme défini dans le glossaire

**TABLEAU 6.9 : DECHETS SOLIDES DESTINES A L'ENTREPOSAGE
DE LONGUE DUREE (volume en m³)**

SITE ET INSTALLATION CONCERNE	DECHETS CONDITIONNES	DECHETS NON TRAITES	TOTAL
Cadarache			
INB 37	-	26	26
INB 56	7 223	1 613	8836
FONTENAY AUX ROSES			
INB 34 + 76	122	-	122
GRENOBLE			
INB 36 + 79	-	9,15	9,15
SACLAY			
INB 35 +72	56	-	56
VALRHO MARCOULE	184,25 + 144 éléments	-	184,25
BRUYERES LE CHATEL	18,1	7,8	25,9
VALDUC	87,6	28,3	115,9
TOTAL	≈ 7 691	≈ 1684	

Les volumes indiqués sont à rapprocher de ceux fournis à la Commission le 6 novembre 1997 : 6 455,7 m³ conditionnés, 1 279,3 m³ à traiter auxquels il faut ajouter les déchets particuliers ; ces données figurent dans le tableau 6.6 de cette annexe.

6.2.3 Données complémentaires sur les déchets du CEA entreposés à Cadarache

Les données chiffrées ont été fournies au cours de l'audition du 3 décembre 1997. Le Centre de Cadarache est destiné à devenir le site d'entreposage de longue durée des déchets du CEA. Les déchets actuellement entreposés dans l'INB 56 proviennent du CEA depuis sa création. Des déchets plutonifères sont également entreposés dans l'INB56, deux modes d'entreposage sont pratiqués : sous hangar pour les déchets faiblement irradiants et en fosses pour les déchets irradiants. Il s'agit d'une part, de déchets solides ou de boues cimentées provenant d'effluents traités et conditionnés dans l'INB 37 (Station de traitement des effluents et des déchets solides) et, d'autre part, de déchets non enrobés ou en vrac. La situation au 31 décembre 1996, pour ces différents entreposages est la suivante :

a. Entreposage sous hangars

3 660 colis (3 400 m³) proviennent du traitement de déchets solides. Ce sont principalement des conteneurs de 870 l en acier noir, injectés d'un liant hydraulique ou, pour les plus anciens, de ciments bitumineux. Ces déchets sont essentiellement contaminés par des émetteurs α (Pu, Am, U et descendants). Quelques colis contiennent des émetteurs $\beta\gamma$. Ils ne peuvent pas être évacués vers le stockage de surface, en raison de la perte de leur identification.

Tous les conteneurs de 870 l ont fait l'objet en 1995 et 1996 d'une opération de reprise destinée à éliminer le revêtement d'origine et à leur appliquer un revêtement de type époxyde.

3 800 colis (1 900 m³) proviennent principalement du conditionnement de boues issues du traitement par filtration de la Station de Traitement des Effluents. Ces boues cimentées sont conditionnées dans des fûts de 220 l, mis dans des coques béton de 500 l ou des fûts en acier de 350 litres. Ces boues sont principalement contaminées en émetteurs α , mais aussi en émetteurs $\beta\gamma$.

Enfin, 960 conteneurs (760 m³) contiennent des déchets radifères et des sources.

Ces déchets seront transférés sur CEDRA* (à partir de 2000).

* Terme défini dans le glossaire

b. Entreposage en fosses

800 colis de 500 litres sont entreposés dans deux des six fosses de l'INB56. Ce sont des conteneurs en acier noir revêtu ou plus récemment en acier inoxydable qui proviennent du traitement de déchets solides irradiants. Ils ont été injectés par un liant hydraulique ou pour les plus anciens par un ciment bitumineux.

670 colis en acier de 24 à 60 litres, non injectés, contiennent des structures irradiantes.

49 conteneurs béton de 500 l renferment des concentrats irradiants. Ils proviennent de la Station de Traitement des Effluents de Fontenay-aux-Roses.

Enfin, 600 m³ de déchets en vrac, dont 100 m³ emballés, ont été recensés.

La reprise des déchets placés en conteneurs acier de 500 l ne devrait pas poser de difficultés. Les déchets en conteneurs acier de 50 à 60 l pourront être compactés sur la presse de 500 t de l'INB37. La reprise des déchets en vrac fait l'objet d'actions destinées à recueillir les informations nécessaires à la conception des équipements de reprise (inspections vidéo et radiologiques). Les études de scénario de reprise seront réalisées de 2000 à 2003, la reprise effective est prévue à partir de 2004.

A ces déchets entreposés sur la partie du parc, il faut ajouter 3 000 m³ de déchets entreposés en tranchées. Il s'agit de déchets faiblement irradiants mis en fûts de 100 ou 200 l, de déchets en vrac bloqués par du béton et de fûts de boues pour la plupart non bétonnées. Le volume de déchets B issus de ces tranchées peut être estimé, à partir du retour d'expérience à 20 % environ.

Le chantier de reprise est prévu de 1999 à 2003.

c. Estimation des volumes entreposés - production annuelle

L'estimation actuelle des déchets entreposés est de l'ordre de 9 400 colis de déchets conditionnés pour un volume d'environ 7 000 m³ ; les déchets à traiter, emballés ou en vrac constituent un volume d'environ 1 700 m³ si l'on ajoute la part estimée pour les tranchées.

La production annuelle moyenne de déchets compactés est évaluée à 250 m³ pour les déchets faiblement irradiants (FI en fûts de 870 litres) et à 40 m³ pour les déchets irradiants (MI en fûts de 500 litres).

La future installation CEDRA* affiche un volume de traitement de 300 m³/an durant les 5 à 8 premières années de fonctionnement.

d. Entreposage dans l'installation PEGASE

2 700 fûts de 100 l contenant des déchets issus des Ateliers de Plutonium de Cadarache sont entreposés dans PEGASE*. Leur reprise est prévue à partir de 2002, sur 5 ans, dans l'installation CEDRA*.

6.3 Les installations de traitement et d'entreposage de déchets de Cadarache

6.3.1 CEDRA (Centre d'Entreposage des Déchets RAdioactifs)

Dans l'attente des résultats des travaux de recherche lancés dans le cadre de la loi du 30.12.1991 et des décisions quant au devenir des déchets B et C qui suivront, le CEA a décidé en 1996 de :

- * lancer une opération de traitement de ses déchets radioactifs à vie longue d'une part, pour concentrer l'activité et diminuer le volume des déchets destinés à un éventuel stockage géologique et, d'autre part, pour récupérer des actinides présents dans certains déchets,
- * créer un entreposage, pour une période qui ne devrait pas excéder 50 ans, pour les colis existants ou les déchets issus des traitements ainsi que pour les résidus de traitement.

La mise en place de ces moyens permettra :

- * la reprise, le traitement et le conditionnement des déchets existants, le traitement et le conditionnement des déchets futurs,
- * la réduction du volume des déchets à stocker aussi bien en surface qu'en profondeur,
- * la limitation des quantités d'actinides à stocker,
- * l'entreposage de déchets de faible et moyenne activité à vie longue dans des conditions sûres.

* Terme défini dans le glossaire

Pour répondre à ces objectifs, l'INB CEDRA* disposera d'une zone de traitement de déchets de 1 200 m² dans laquelle les fonctions suivantes seront assurées :

- * tri des déchets par nature,
- * incinération de déchets combustibles,
- * décontamination par lavage aux ultrasons,
- * décontamination par électrolyse en bain nitrique des déchets métalliques,
- * réduction du volume des déchets volumineux par découpage,
- * décontamination par carboglace,

et d'une zone d'entreposage comportant des hangars et des fosses d'une superficie de 7 300 m².

L'installation CEDRA* est prévue pour accueillir le stock actuel et les déchets futurs du CEA pendant les 30 prochaines années. Elle est dimensionnée sur les bases suivantes :

Unité de Traitement (UT*)

- * Pendant les premières années de fonctionnement (5 à 8 ans), correspondant à la résorption du stock (150 m³/an) et à la production courante (150 m³/an), soit au total de l'ordre de 300 m³/an, les activités annuelles des déchets transitant par l'UT* seront de 210 TBq en émetteurs α et de 1 160 TBq en émetteurs $\beta\gamma$.
- * Pendant les années suivantes correspondant au traitement de la production courante (150 m³/an) les activités annuelles seront de 60 TBq en émetteurs α et de 540 TBq en émetteurs $\beta\gamma$.

Entreposage FI* (Faiblement irradiant)

- * Cet entreposage abritera le stock existant (colis de déchets solides, colis de boues, radifères) et les colis issus de différents traitements ou opérations comme les fûts de sous-produits entreposés à l'INB22, de boues issues du traitement des déchets liquides alpha par filtration, les déchets de production courante et de démantèlement ou encore les déchets issus des programmes futurs.

Pour l'entreposage FI* supposé rempli, l'inventaire radiologique estimé sera le suivant : 3 400 TBq en émetteurs α , 21 000 TBq en émetteurs $\beta\gamma$ et 7 700 TBq de tritium.

* Terme défini dans le glossaire

Entreposage MI* (Moyennement Irradiant)

Cet entreposage en puits abritera le stock existant et les colis issus du traitement des déchets primaires entreposés à Fontenay-aux-Roses, Saclay et Grenoble ainsi que les déchets de production courante et de démantèlement.

Pour l'entreposage MI*, l'inventaire radiologique estimé sera le suivant : 800 TBq en émetteurs α et 24 000 TBq en émetteurs $\beta\gamma$.

Comme indiqué lors de l'audition du 6 novembre 1997, la mise en service de l'entreposage CEDRA* est programmée pour le dernier trimestre de 1999 et celle de l'Unité de Traitement pour le début de l'année 2002. Cependant en raison de l'avis défavorable émis par les commissaires enquêteurs lors de l'enquête publique en avril 1998, il y a lieu de décaler le calendrier au minimum d'un an.

6.3.2 STAR (Station de Traitement, d'Assainissement et de Reconditionnement)

Cette installation a pour objectif la stabilisation et le reconditionnement des cartouches de combustibles anciens de la filière des réacteurs UNGG* (VANDELLOS* et EDF) entreposés au CEA de Cadarache et Saclay.

Le procédé retenu comporte 5 stades : l'identification des combustibles et dégainage, le séchage à 100°C, la décomposition des hydrures d'uranium à 430°C, l'oxydation partielle des pastilles à 250°C et le conditionnement dans des étuis en alliage d'aluminium.

L'historique des combustibles UNGG* et la genèse de STAR* peuvent se résumer comme suit :

- * Les laboratoires de Saclay et Cadarache ont assuré l'examen des combustibles de la filière UNGG* car l'usine de retraitement UP₁* ne recevait pas les combustibles ruptés. Ceux-ci ont été entreposés sous eau à Cadarache, sous forme de 2 000 cartouches, soit 20 tonnes et dans l'INB22 Pégase*, 100 cartouches, soit 2 tonnes, et à sec dans l'INB72 à Saclay, 600 cartouches, soit 6 tonnes.

* Terme défini dans le glossaire

- * Durant l'entreposage en piscine, l'apparition de dégagement gazeux dû à la radiolyse consécutive à un défaut d'étanchéité, a conduit à développer un procédé de traitement au LECA* pour reprendre l'ensemble des cartouches entreposées (1976-1983). Au LECA* on ne pouvait traiter que 25 cartouches par an. Il fallait disposer d'une installation capable de traiter les combustibles en 10 ans environ. Ainsi STAR* a été créée en 1989 et mise en service en 1994.

- * De 1994 à 1997, STAR* a traité 741 étuis et envoyé 727 étuis à UP₁* (7,3 tonnes) pour le retraitement. A la suite de l'arrêt de UP₁*, le programme prévoit l'entreposage à sec d'abord dans STAR* puis dans CASCAD* des combustibles reconditionnés en étuis. Le stock de cartouche restant à traiter s'établit comme suit : 1 340 à l'INB56 de Cadarache, 400 à l'INB72 de Saclay et 50 à l'INB22 de Cadarache (Pégase). La Direction chargée de la Gestion des Déchets privilégie la voie du retraitement à La Hague ou à l'étranger.

- * L'ensemble du programme de reprise devrait être terminé en 2005.

6.3.3 CASCAD* (CASemate CADarache)

CASCAD* est un entreposage à sec, en puits, d'éléments combustibles irradiés, autorisé pour une durée maximale de 50 ans. Construite entre 1967 et 1990, l'installation a été créée en 1989 et mise en exploitation en 1990. Elle comporte 315 puits. Les éléments combustibles actuellement entreposés sont : 50 tonnes de combustibles EL4* de Brennilis (89 puits) et des combustibles de la propulsion navale dans 54 puits. Il devrait recevoir également les étuis reconditionnés de combustibles UNGG* à STAR*.

Si le retraitement de certains combustibles est différé sur une période trop longue, le taux de remplissage maximum risque d'être atteint et il faudra alors créer un nouvel entreposage ; en effet sa capacité totale est limitée à 150 tonnes de combustibles.

* Terme défini dans le glossaire

6.4 Inventaire des déchets de l'établissement COGEMA de Marcoule et du CEA Valrho*

Un panorama général des déchets relevant de la loi de 1991 entreposés à Marcoule a été présenté à la Commission le 4 décembre 1997. Il s'agit d'un inventaire estimatif, au 1/06/1997, après l'arrêt définitif du retraitement. Durant cette même audition, la COGEMA a exposé la prévision des déchets issus de la MAD* (Mise à l'Arrêt définitif) de l'Usine UP₁ *et le programme RCD* (Reprise – Conditionnement des Déchets) qui s'adresse aux déchets anciens entreposés. Le CEA, de son côté, a dressé un inventaire des déchets existants et une prévision de ceux résultant de l'assainissement de l'APM*.

Le panorama général des déchets entreposés comporte 10 catégories décrites ci-après. Afin de ne pas reprendre une seconde énumération, les déchets placés sous la responsabilité du CEA Valrho* sont mentionnés en même temps que ceux de la catégorie correspondante de COGEMA.

Verres et déchets d'exploitation de très haute activité de l'AVM* et de PIVER*

Au 1/06/1997, 2 958 conteneurs de verre et 119 conteneurs de déchets d'exploitation de l'AVM* ont été produits soit 532 m³ de verre et quelques m³ de déchets d'exploitation (pots de vitrification).

A PIVER* (CEA Valrho*) sont entreposés 8 m³ de verre SICRAL* (164 conteneurs), 0,5 m³ de verre PHENIX* (11 conteneurs) et 0,1 m³ de déchets d'exploitation de l'atelier PIVER* (pots de vitrification).

Déchets solides de moyenne activité (bitumes)

Ces déchets sont entreposés dans des fosses au CDS* (5974 fûts) et dans des casemates à la STEL* (54855 fûts) dont environ 1600 fûts dits « de relargage ». Ces derniers fûts résultent du procédé mis en œuvre jusqu'en 1978 et sont principalement constitués d'une émulsion de bitume et de sels solubles. Le volume total des fûts de bitume est voisin de 13 400 m³.

* Terme défini dans le glossaire

Déchets de structure entreposés au dégainage, MAR 400* et APM*

Ils sont regroupés en trois catégories :

- les déchets magnésiens qui résultent du dégainage des combustibles UNGG* ; ils sont entreposés en vrac dans diverses fosses ; la masse estimée est de l'ordre de 1 600 tonnes ; une quarantaine de tonnes de déchets identiques sont entreposées à La Hague,
- les déchets de graphites qui sont constitués soit d'âmes*, soit de chemises* ; ces déchets sont souvent en mélange avec des zéolithes*, des coques, des fils de selle* et de petits déchets métalliques ; les masses inventoriées sont de l'ordre de 250 tonnes d'âmes graphites et 750 tonnes de chemises* et selles*,
- les déchets de structures divers que l'on peut répertorier en 7 classes :

- coques de diverses origines du CEA (APM)* :	10,3 m ³
- acier inoxydable divers (Phénix*, EL ₄ *, KNK*, KKN*):	30,6 t
- fils de selle* de Chinon :	1,25 t
- alumine des combustibles Célestins* :	46,0 t
- alumine de Chinon :	10,6 t
- zircaloy* :	7,6 t
- fer des cartouches de G ₂ G ₃ * :	8,8 t

Déchets issus du traitement des eaux de piscine

Ils sont constitués de zéolithes*, diatomées* et résines échangeuses d'ions ; ils sont soit en vrac (environ 155 tonnes) soit entreposés en fûts, caissons ou conteneurs (22,5 tonnes).

Déchets tritiés

Ils sont soit conditionnés en fûts de 200 l (1 295 fûts) avec un surfût de 300 litres, soit à l'état de culots* en attente de conditionnement (170 culots) ; la production annuelle est de 20 à 30 culots.

* Terme défini dans le glossaire

Déchets alpha

Ils sont de nature et sous des formes diverses :

enveloppés dans du vinyle (30 colis)

- disposés dans des fûts en acier noir de 100 litres et dans des colisages divers :

soit non incinérables (544 fûts)

soit incinérables (462 fûts)

soit compactés (10 coques C7* et 200 fûts de 200 litres).

Les déchets $\beta\gamma$ hors réacteurs

Il s'agit pour la plupart de déchets irradiants placés dans des conteneurs de diverses capacités; ils proviennent du SAP*, de Phénix*, du dégainage* (52 m³), des interventions sur UP₁* (590 colis de 200 litres et 64 conteneurs de 5 m³).

Les déchets de réacteurs

Ce sont soit des objets identifiés (épées* de G₂G₃*) ou des poubelles (Phénix*, Célestins*, ISAI*) soit encore des châteaux renfermant des sources.

Les déchets liquides

Ils sont constitués d'huiles diverses (10 m³) et de solvants à base de TBP* (environ 92 m³); les solvants seront envoyés à La Hague pour un traitement approprié.

Les terres et gravats

Ce sont des déchets de très faibles activités (TFA*) ou assimilés ; leur volume est d'environ 12 000 m³.

Prévisions des déchets pour la mise à l'arrêt de UP₁* et de l'APM*

L'arrêt du retraitement dans l'usine UP₁* est intervenu à la fin de l'année 1997. La première phase de MAD* consiste en un rinçage poussé de l'installation ; elle est prévue sur environ 4 années. La prévision des déchets durant cette phase est la suivante :

* Terme défini dans le glossaire

- Verres : environ 130 conteneurs de 180 litres,
- Bitumes : 2 400 à 3 200 fûts de 220 litres,
- Déchets technologiques de type B : 20 à 50 m³.

La prévision pour l'ensemble du démantèlement est estimée à 5 550 m³ de déchets B et C non conditionnés.

L'APM* a cessé son activité à la même époque que UP₁ (1997) et une évaluation de volumes des effluents issus de la Cessation d'Exploitation Définitive (CED*) a été faite à partir de laquelle, compte tenu du retour d'expérience d'AVM* et de la STEL*, les estimations de déchets sont les suivantes :

- Verres : environ 10 conteneurs (en raison de la limitation liée aux sels) de 180 litres,
- Bitumes : 60 fûts de 220 litres,
- Déchets technologiques de type B : aucune évaluation n'est encore disponible.

La prévision globale des déchets du démantèlement de l'APM* n'est pas disponible à ce jour.

Prévisions de production des déchets de l'établissement COGEMA de Marcoule

Ces prévisions prennent en compte les déchets produits par l'AVM* et par la STEL*. Elles incluent les déchets qui sont la propriété du CEA, mais les déchets technologiques, relevant du CEA, sont comptabilisés dans les déchets B du CEA.

Les prévisions établies jusqu'en 2020 (il n'y a pas de prévision au-delà de cette date) pour les déchets destinés au stockage géologique sont rassemblées dans le tableau 6.10 extrait de l'inventaire 1998 de l'ANDRA.

* Terme défini dans le glossaire

TABLEAU 6.10 : INVENTAIRE ET PREVISIONS DE PRODUCTION DES DECHETS SUR L'ETABLISSEMENT COGEMA DE MARCOULE

NATURE DES DECHETS	PROCEDE DE CONDITIONNEMENT	TYPE DE COLIS	VOLUME DU COLIS (litre)	ESTIMATION DU NOMBRE DE COLIS		CUMUL EN FIN D'EXPLOITATION DU CSP*	
				Jusqu'en 2000	De 2001 à 2002	NOMBRE DE COLIS	VOLUMES (m³)
Produits de fission	Vitrification	CV	180	2 970	90	3 060	551
Boue de traitement d'effluents	Bitumage	Fût avec surfût Fût simple	385 220	22 000 3 000	0 1 000	22 000 4 000	8 470 880
DECHETS EN VRAC A REPREDRE							
Déchets de structure : magnésium, graphite (culots* et selles*), métaux divers	Cimentation** Ou Cimentation et Compactage**	Fûts	400	0	14 200	14 200	5 680
	Cimentation**	Fûts	400	0	7 900	7 900	3 160
	Cimentation**	Fûts	400	0	3 300	3 300	1 320
Déchets technologiques	Cimentation**	Fûts	400	0	5 200	5 200	2 080
	Vitrification** Cimentation**	CV Fûts	180 400	0 0	10 100	10 100	2 40
DECHETS DE DEMANTELEMENT							
TOTAL (HORS DECHETS DE DEMANTELEMENT)				AVEC COMPACTAGE		45 570	5 550 (1)
				SANS COMPACTAGE		51 870	16 503
						19 023	

ORIGINE : ANDRA - 1998

* Terme défini dans le glossaire

** Hypothèse de conditionnement pour la reprise des déchets : Blocage par cimentation en fûts de 400 l, avec ou sans compactage préliminaire dans le cas des déchets de structure.

(1) Volume de déchets non conditionnés

Toutes ces prévisions permettent de faire les commentaires suivants :

- pour les verres : l'existant en 1997, et les prévisions de la première phase de la MAD* conduisent à un total de l'ordre de 3090 colis représentant 551 m³ ; en y ajoutant les verres produits par l'APM*, le démantèlement du bâtiment 18 du CEA, des effluents générés à Valduc et par le programme Phébus* à Cadarache, une prévision de 560 m³ de colis paraîtrait plus raisonnable.
- pour les bitumes : le nombre de colis pris en compte (26 000 sur un total de 64 000 environ après la MAD*) suppose une évacuation vers les stockages en surface de 38000 fûts, soit un peu plus de 60 % des fûts existants puisque l'optimisation de la production à partir de 1990 conduit systématiquement à des déchets du type B qui ne sont pas admis en surface. Cette hypothèse mérite d'être confortée
- rapidement pour le dimensionnement du stockage de l'ANDRA qui prend en compte 93 000 colis.
- pour la reprise des déchets anciens : les hypothèses de reprise, de traitement, de conditionnement conduisent à un volume compris entre 6 600 et 9 100 m³ environ. Ces prévisions représentent une réduction de volume très optimisée qui devraient être également confortée après la caractérisation et la définition des procédés de reprise et de conditionnement des déchets concernés.

6.4 La mise à l'arrêt définitif de UP₁* (MAD)

L'usine a retraité des combustibles irradiés des réacteurs plutonigènes G₁, G₂ et G₃, et à partir de 1976, des combustibles EDF de la filière UNGG, des combustibles de réacteurs de recherche (EL4*, Phénix*,...) et des réacteurs Célestins*.

L'arrêt de la production de plutonium pour les armées, puis la mise à l'arrêt par EDF des derniers réacteurs de la filière UNGG* en 1994, a conduit COGEMA à programmer l'arrêt de la production d'UP₁* à la fin de l'année 1997, au terme des contrats de retraitement.

A partir du 1er janvier 1998, la 1^{ère} phase du PROGRAMME MAD UP₁* sera mise en œuvre. Elle concernera le dégainage, l'usine proprement dite et les stockages de produits de fission de 1^{ère} et de 2^{ème} générations de l'AVM*.

* Terme défini dans le glossaire

Après l'arrêt définitif de production, des rinçages et des nettoyages des installations seront effectués, dans le but d'éliminer au maximum les produits de fission et les actinides encore présents.

Les opérations de rinçage mettront en œuvre des procédés conventionnels et sur un nombre limité d'équipements, de réactifs spécifiques plus agressifs, pour compléter l'efficacité de l'assainissement.

Une décontamination interne plus complète des équipements pourra faire appel, si le besoin s'en fait sentir, à des interventions sur équipements (trépanations, etc) et à des procédés d'assainissement particuliers.

Les effluents et déchets générés par les opérations du programme MAD UP₁ (1ère phase) seront traités et conditionnés dans les ateliers existant actuellement, STEL* et AVM* pour les effluents liquides et ADM* et CDS*, pour les déchets solides. Pendant la durée des opérations de MAD UP₁*, ces ateliers devraient continuer à produire au même rythme qu'en période de retraitement.

Le traitement et le conditionnement des déchets issus des opérations du programme MAD UP₁* (1ère phase) s'effectueront, pour chacune des catégories de déchets concernées, dans les conditions suivantes : déchets bêta-gamma avec une composante d'activité alpha.

Les déchets susceptibles d'un stockage de surface seront conditionnés en ligne et envoyés au CSA*. Certains déchets métalliques (provenant de démontages d'équipements et d'appareils chaudronnés) seront envoyés préalablement à l'ADM* pour y subir un traitement de décontamination, de façon à les rendre compatibles avec un stockage de surface ou un traitement par fusion.

Certains déchets faiblement contaminés pourront être directement :

- * incinérés (déchets induits par la main d'œuvre),
- * envoyés à la fusion (aciers d'internes de piscines d'entreposage de combustibles du dégainage),
- * déchets alpha.

Les déchets susceptibles d'un stockage de surface seront conditionnés et envoyés au CSA*.

* Terme défini dans le glossaire

Les déchets riches en plutonium et incinérables pourraient être soit traités dans l'incinérateur existant de l'Usine, soit entreposés avec les déchets riches (métalliques et incinérables) existants.

En complément, on peut retenir quelques données chiffrées qui ont été présentées pour les déchets générés durant la première phase de MAD-UP₁* qui s'étale sur 4 ans :

- * verres : 130 conteneurs environ
- * bitumes : 2 400 à 3 200 fûts
- * déchets technologiques : 6 000 m³ à évacuer vers le CSA* et 20 à 50 m³ de déchets B

L'estimation globale des déchets s'élève à environ 5 550 m³ de déchets non conditionnés destinés au stockage géologique. C'est le chiffre qui est repris dans les bilans présentés dans le chapitre 5 et les tableaux correspondants de cette annexe.

6.6 La Cessation Définitive d'Exploitation de l'APM* (CDE*)

Le planning des opérations de rinçage et d'évacuation des déchets est actuellement établi jusqu'en 2002 selon le calendrier suivant :

- * rinçage poussé de janvier à novembre 1998,
- * dégraissage de décembre 1998 à janvier 2000,
- * décapage d'octobre 2000 à mars 2002.

Durant toutes ces phases, les effluents produits seront traités par la STEL* et l'AVM*. Les phases ultérieures du démantèlement ne sont pas encore programmées.

* Terme défini dans le glossaire

6.7 Les données d'inventaire des graphites

Les différents producteurs ont fourni à la Commission les données en leur possession sur les graphites.

Tout d'abord l'inventaire des masses de graphites existantes a été dressé. Il figure dans le tableau 6.12. La classification adoptée montre que deux catégories de déchets nécessitent dans un proche avenir de prendre une décision sur leur destination finale : les chemises graphites entreposées à EDF et le graphite broyé entreposé à COGEMA. Quant aux empilements des réacteurs, il faudra s'en préoccuper lors du démantèlement.

Pour orienter les choix concernant la destination finale des graphites, les producteurs ont établi les premières estimations des activités présentes dans ces déchets. Les résultats préliminaires figurent dans les tableaux 6.13 à 6.15. Les commentaires généraux concernant ces données ont été faits dans le chapitre 5 au paragraphe 5.3.2 du rapport.

En complément de ces commentaires, il y a lieu de faire un constat général : la destination finale de cette catégorie de déchets dépend en grande partie de l'activité des produits de fission et d'activation à vie longue (^{14}C , ^{36}Cl , ^{59}Ni , ^{63}Ni , ^{41}Ca , ^{10}Be , ^{151}Sm , ^{94}Nb ...) dont il faudra dresser l'inventaire ; une première tentative a été présentée dans le rapport EUR 17119 FR de l'Union Européenne de 1996 intitulé : « Quantification de la radioactivité résiduelle et minimisation des doses pour le déclassement de niveau 3 des réacteurs graphite-gaz ».

TABLEAU 6.12 : INVENTAIRE DES MASSES DE GRAPHITE

CATEGORIE	PRODUCTEUR	MASSE EN TONNES
- <u>empilements de réacteurs</u> G ₁ G ₂ G ₃ EL ₃ CHINON A1 CHINON A2 CHINON A3 ST-LAURENT A1 ST-LAURENT A2 BUGEY 1	CEA CEA CEA CEA EDF EDF EDF EDF EDF EDF	1 200 1 200 1 200 120 1 060 1 650 2 950 3 270 3 140 3 300 <u>TOTAL : 19 090 tonnes</u>
- <u>chemises graphites</u> ST-LAURENT VANDELLOS CHINON BUGEY 1	EDF EDF EDF EDF	1 950 1 010 30 300 <u>TOTAL : 3 390 tonnes</u>
- <u>chemises et âmes graphites broyées issues du retraitement</u> LA HAGUE MARCOULE	COGEMA COGEMA	880 987 <u>TOTAL : 1 867 tonnes</u>

TABLEAU 6.13 : CARACTERISTIQUES RADIOLOGIQUES DES GRAPHITES
DE G₂/G₃(2 400 tonnes)

<u>ISOTOPE</u>	<u>ACTIVITE EN TBq</u>
³ H	418
¹⁴ C	47
¹³³ Ba	0,08
³⁶ Cl	2,7
⁶⁰ Co	2,8
¹³⁷ Cs	0,12
¹⁵⁴ Eu	0,6
¹⁵⁵ Eu	0,2
⁶³ Ni	7,8
Alpha	0,025

TABLEAU 6.14 : BILAN DES ACTIVITES DES SILOS 115 - 130 -
COGEMA LA HAGUE

<u>Silo 115 (masse 426,4 tonnes)</u>		
<u>ISOTOPES</u>	<u>ACTIVITE EN TBq</u>	<u>(Ci)</u>
³ H	20,5	(550,1)
¹⁴ C	28,1	(767,5)
³⁶ Cl	0,85	(23,0)
⁶⁰ Co	1,8	(49,0)
⁶³ Ni	10,2	(275,5)
¹³⁷ Cs	0,08	(2,1)
¹⁵⁴ Eu	0,05	(1,3)
<u>Silo 115 (masse 455,1 tonnes)</u>		
<u>ISOTOPES</u>	<u>ACTIVITE EN TBq</u>	<u>(Ci)</u>
³ H	40,1	(1 083,1)
¹⁴ C	30,3	(819,2)
³⁶ Cl	0,91	(24,6)
⁶⁰ Co	8,15	(220,3)
⁶³ Ni	11,7	(316,7)
¹³⁷ Cs	0,10	(2,7)
¹⁵⁴ Eu	0,13	(3,6)

TABLEAU 6.15 : ACTIVITE DES CHEMISES DE SAINT-LAURENT (GBq/tonne)

ISOTOPES	MESURE MAXIMALE	MESURE MINIMALE	MOYENNE SUR 13 A 48 MESURES
³ H	815	150	470
⁵⁴ Mn	0,19	0,008	0,058
⁶⁰ Co	102	0,192	13,5
⁶⁵ Zn	0,513	0,016	0,19
¹³³ Ba	0,099	0,007	0,043
¹³⁴ Cs	4	0,01	1,06
¹³⁷ Cs	0,071	0,006	0,023
¹⁵⁴ Eu	1,69	0,019	0,39
¹⁵⁵ Eu	1,35	0,046	0,30
¹⁴ C	9,96	0,0005	1,9
⁹⁰ Sr	0,109	0,004	0,044

ANNEXE 7

LE GROUPEMENT DE RECHERCHES SUR LES FORMATIONS GEOLOGIQUES PROFONDES GdR FORPRO

Le GdR FORPRO* (Groupement de Recherches sur les FORMations géologiques PROFondes) est un dispositif de collaboration entre l'ANDRA* et les laboratoires du CNRS* ou associés au CNRS*.

Il a été créé au 1^{er} janvier 1998 à la suite de la reconnaissance mutuelle de la nécessité d'effectuer des recherches à caractère fondamental pour sélectionner les futurs éventuels sites de stockage de déchets radioactifs en couches géologiques profondes. Il s'inscrit dans le cadre du programme PACE* du CNRS* tout comme les GdR GEDEON* et PRACTIS*.

Le recensement des besoins a conduit à lui assigner cinq missions principales :

- organiser la réponse de la communauté CNRS* et universitaire principalement des Sciences de la Terre à la loi du 30.12.1991, qui porte sur un enjeu environnemental majeur pour la société,
- mettre en place un partenariat entre le CNRS* et l'ANDRA* pour promouvoir une recherche de haut niveau, en particulier dans les sites exceptionnels que constitueront les laboratoires souterrains,
- développer les actions pluridisciplinaires, multiéquipes et/ou innovantes au sein de la communauté scientifique concernée par les laboratoires souterrains,
- favoriser les échanges des équipes FORPRO* avec les équipes étrangères et participer à des programmes de recherche européens,
- favoriser la discussion et la publication de données scientifiques dans un domaine particulièrement sensible.

En effet, la connaissance requise des formations géologiques est originale d'une part, par son degré d'exigence (connaissance précise en 3 dimensions -3D-, compréhension du comportement à long terme) et, d'autre part, par la nature des problèmes posés (physico-chimie et migration de l'eau dans des formations très peu perméables, maîtrise du confinement des radionucléides). Les acquis et les progrès des laboratoires du CNRS* et ceux qui lui sont associés en matière de méthodes expérimentales de caractérisation, de

* Terme défini dans le glossaire

modélisation ainsi que de concepts destinés à appréhender la compréhension des évolutions et du comportement à long terme des formations géologiques doivent être mobilisés ; les nouvelles orientations liées à l'étude des stockages de déchets radioactifs dans les formations géologiques permettent le progrès des techniques et des connaissances des laboratoires concernés. Cette collaboration, de nature plus fondamentale, prend ainsi une dimension de partenariat complémentaire avec celui de la sous-traitance déjà largement déployée pour les études des sites.

En vue de répondre aux missions et aux objectifs, les thématiques générales retenues pour le cadre des actions du GdR FORPRO* sont au nombre de cinq :

- Thème 1 : Phénoménologie du transfert des solutés dans la croûte continentale en milieu continu très peu perméable ; rôle de la diagenèse.
- Thème 2 : Compréhension des chemins passés ou actuels des eaux dans la partie supérieure de la croûte continentale en milieu discontinu ; conséquences sur les évolutions futures.
- Thème 3 : Origine et mécanismes de régulation de la composition chimique des eaux profondes.
- Thème 4 : Mécanismes d'évolution du champ de contraintes ; tectonique et sismotectonique. Réponses du milieu géologique aux perturbations mécaniques (creusement), thermiques et chimiques (colis, barrière ouvragée). Détection des discontinuités par la géophysique à champ proche.
- Thème 5 : Contributions à la modélisation de l'évolution d'un site géologique à diverses échelles de temps ; modélisation pétrophysique ; modélisation des couplages.

Les cinq thèmes ont chacun un calendrier défini jusqu'en 2002. D'ores et déjà, en raison de leur caractère pluridisciplinaire et innovant, quatre actions de recherche, ont été retenues et mises en place :

- Déséquilibre radioactif / Datation des séismes anté-historiques / Datations des circulations de fluides en milieu discontinu.
- Segmentation des failles / Risques sismiques / Modélisations analogiques et numériques.

* Terme défini dans le glossaire

- Evolution diagénétique / Géochronologie / Echanges cristal-liquide / Transfert de matières entre formations et à l'échelle du bassin / Relations avec THM (thermohydromécanique).
- Minéralisations sur discontinuités et encaissant altéré / Caractérisations géochimiques / Géochronologie / Développement des analyses ponctuelles.

Par ailleurs, le groupement de recherche a tenu trois ateliers thématiques sur des sujets déterminants pour la progression des travaux scientifiques ; ceux-ci fournissent, sur la base des présentations de travaux et des discussions, les fondements des programmes expérimentaux futurs :

- 27 février 1998 : « Validation des méthodes d'extraction et de caractérisation (éléments stables et isotopes) des fluides interstitiels en formation imperméables »,
- 27 avril 1998 : « Imagerie géophysique et géochimique à champ proche »,
- 02 juillet 1998 : « Compréhension des propriétés mécaniques et thermohydromécaniques (THM*) – impact de la pétrophysique, de la minéralogie fine, de l'eau interstitielle ».

Chaque atelier donne lieu à l'élaboration d'un compte rendu des travaux.

Le groupement de recherche FORPRO*, dirigé par le professeur Joël LANCELOT de l'université de Montpellier, est conduit à parité par l'ANDRA* et le CNRS* afin d'assurer la pertinence des travaux vis à vis des objectifs de l'ANDRA* dans le cadre de l'axe 2 de la loi de 1991, et l'intérêt scientifique des propositions et des résultats des équipes universitaires. A ce jour, le GdR réunit 27 unités de recherches sélectionnées sur la base des compétences et du volontariat (cf. tableau 7.1). Il dispose d'un budget annuel (hors personnel) de 2MF.

La structure du GdR comporte trois niveaux : (cf. tableau 7.2)

- ◆ le conseil de groupement
- ◆ le conseil scientifique
- ◆ le bureau exécutif

Le Conseil Scientifique décide des actions à entreprendre ; celles-ci sont entérinées par le Conseil de groupement et suivies par le bureau. Les résultats sont évalués par les instances de ses tutelles : le Comité National de la Recherche Scientifique du CNRS* et le Conseil Scientifique de l'ANDRA* (cf. tableau 7.3).

* Terme défini dans le glossaire

TABLEAU 7.1
UNITES DE RECHERCHES MEMBRES DU GdR FORPRO

Ecole des mines d'Alès	<u>Alès</u>	A. BEN HASSAIN
EA** 1716 Hydrogéologie	<u>Avignon</u>	B. BLAVOUX
EA 473 Microanalyses nucléaires	<u>Besançon</u>	A. CHAMBAUDET
UMR** 6524 Magmas et volcans	<u>Clermont-Ferrand</u>	J. KORNPROSBT
UMR 5559 LGIT	<u>Grenoble</u>	M. CAMPILLO
UMR 5564 LTHE		M. VAUCLIN
URA** 719 Sédimentologie et Géodynamique	<u>Lille</u>	H. CHAMLEY
	<u>Marseille</u>	
CEREGE** FU 017		D. NAHON
UMR 5508 Mécanique Génie Civil	<u>Montpellier</u>	O. MAISONNEUVE
UMR 5567 FU 016 GGP		J. LANCELOT
UMR 5568 FU 016 TP		A. NICOLAS
UMR 5569 FU 016 GBE		G. VASSEUR
UMR 5573 FU 016 GT		M. DAIGNIERES
UMR 5635 ENSCM Matériaux et Procédés Membranaires		L. COT
G2RME** CREGU INPL	<u>Nancy</u>	P. LANDAIS
UPR** 9046 CRPJ		J. LUDDEN
EA 113 ENSG-INPL		F. HOMAND
UMR 6526 GEOAZUR	<u>Nice</u>	G. BOILLOT
EP** 1748 ORSAYTERRE	<u>Paris-Sud-Orsay</u>	M. SEBRIER
URA 1762 Physicochimie des fluides géologiques	<u>Paris</u>	M. JAVOY
URA 1367 Circulations et transfert hydriques continentaux		A. COUDRAIN
URA 850 ECP Mécanique des sols, structures et matériaux		L. BOMPARD
URA 1468 ESIP Chimie de l'Eau et de l'Environnement	<u>Poitiers</u>	B. LEGUBE
URA 721 Argiles, Sols et Altérations		A. DECARREAU
UPR** 4661 Géosciences	<u>Rennes</u>	Ph. DAVY
UPR 6251 CGS	<u>Strasbourg</u>	B. FRITZ
UMR 5563 Mécanismes de transfert en géologie	<u>Toulouse</u>	J.L. BOUCHEZ

** cf. sigles page suivante

Sigles pour les unités de recherche :

EA : Equipe Associée

UMR : Unité Mixte de Recherche

UPR : Unité Propre de Recherche

URA : Unité de Recherche Associée

EP : Equipe Postulante

CEREGE : Centre Européen de Recherche de l'Enseignement de Géosciences de
l'Environnement

G2RME : Laboratoire de Géologie et de Gestion des Ressources Minérales et Energétiques

TABLEAU 7.2
STRUCTURE DU GDR FORPRO

Conseil de Groupement :

6 membres : ANDRA (2), CNRS (PACE, Sciences de l'Univers)

Direction de la Technologie du Ministère (MENRT)

Directeur de FORPRO

Conseil Scientifique :

20 membres : 12 experts acteurs de la recherche

3 experts extérieurs

2 personnalités ès qualités

2 représentants des partenaires

Directeur de FORPRO

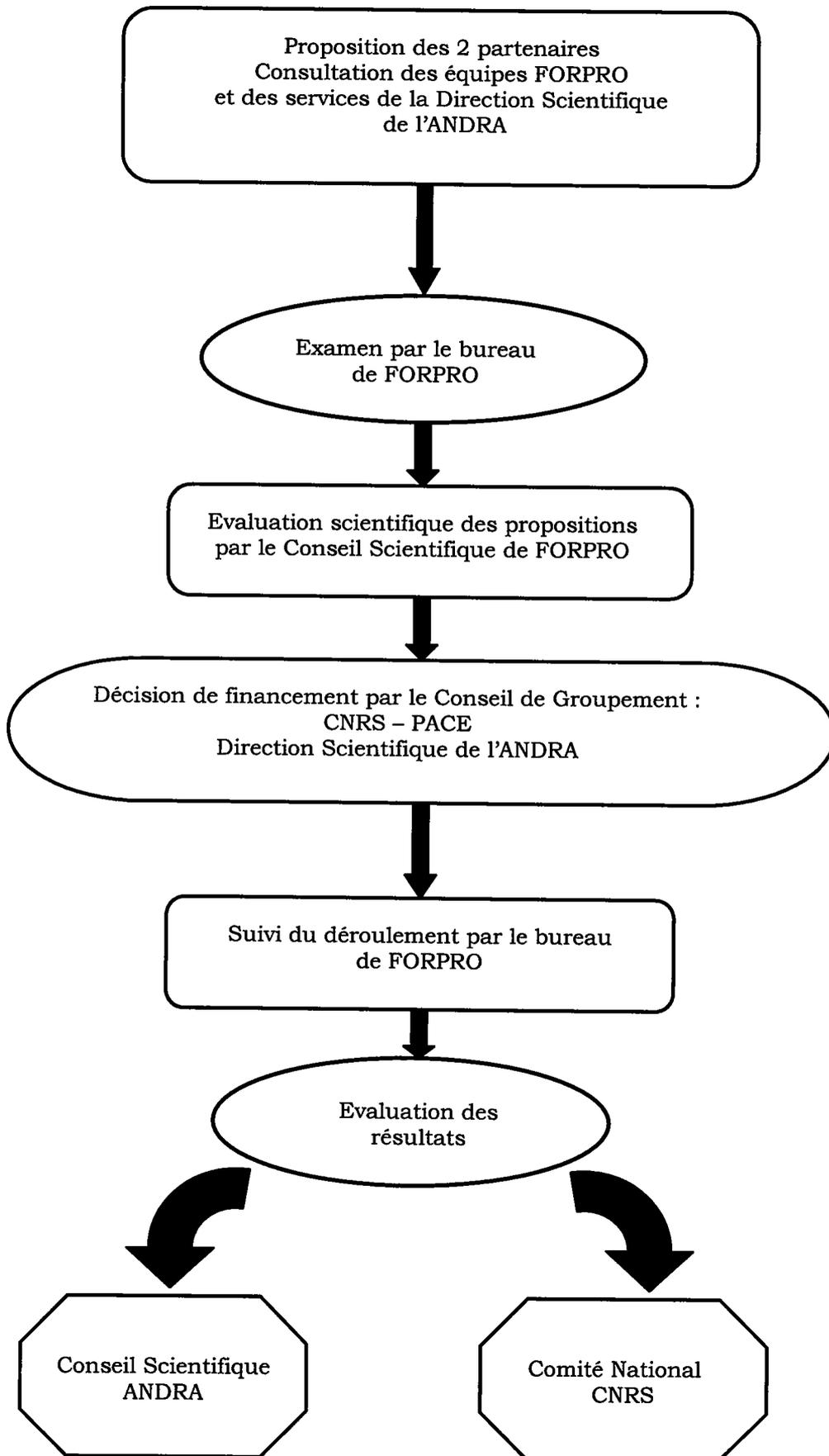
Bureau :

8 membres : Directeur de FORPRO

2 membres ANDRA

5 membres CNRS

TABLEAU 7.3
SCHEMA DECISIONNEL



ANNEXE 8

LE RECAPITULATIF DES RECOMMANDATIONS DE LA COMMISSION (RAPPORTS 1 A 3)

La Commission, dès son deuxième rapport, a affiché clairement qu'elle entendait assurer un suivi de ses recommandations. Un chapitre du rapport est régulièrement consacré à cette rubrique. Cependant, afin de faciliter la tâche des acteurs de la loi et des lecteurs, le secrétariat de la Commission a établi un référentiel et un lexique qui a pour but de retrouver rapidement l'ensemble des recommandations sur un sujet donné.

Le référentiel comporte dix rubriques et plusieurs sous-rubriques. Il est adressé aux acteurs de la loi environ trois mois après la publication du rapport.

Le lexique associé permet, dans une rubrique ou sous-rubrique donnée, de retrouver aisément le titre générique de la recommandation. La localisation dans un rapport comprend deux colonnes : dans la première, sont repérées les recommandations figurant dans le résumé et les principales conclusions ; il s'agit donc des recommandations principales ; dans la seconde colonne figurent celles citées tout au long du texte des rapports.

Le repérage d'une recommandation se fait à quatre niveaux (chiffres)

- ◆ l'année du rapport (en gras) : 95, 96, 97...,
- ◆ la page : chiffre romain pour les recommandations et le résumé,
chiffre arabe pour les recommandations dans le corps du texte,
- ◆ le paragraphe (résumé) ou le chapitre (rapport)
- ◆ l'alinéa voire la phrase.

Exemple : **97**-11/221-5 = rapport de 1997 – page 11 – chapitre 2.2.1 – alinéa 5

Le référentiel ci-après concerne les rapports n° 1 à 3 déjà parus.

RUBRIQUES

- RUBRIQUE 1 : COORDINATION GENERALE - COORDINATION TECHNIQUE**
- RUBRIQUE 2 : CALENDRIERS - ECHEANCIERS - PLANS-PROGRAMMES**
- RUBRIQUE 3 : STRATEGIES DE BASE**
- RUBRIQUE 4 : DECHETS - CARACTERISATION - SPECIFICATIONS - INVENTAIRE**
- RUBRIQUE 5 : DONNEES ET NOTIONS PARTICULIERES - CLARIFICATIONS - CONTEXTES PARTICULIERS**
- RUBRIQUE 6 : LABORATOIRES SOUTERRAINS**
- RUBRIQUE 7 : SEPARATION - TRANSMUTATION**
- RUBRIQUE 8 : ENTREPOSAGE DE LONGUE DUREE**
- RUBRIQUE 9 : CONDITIONNEMENTS - MATRICES**
- RUBRIQUE 10 : ETUDES FONDAMENTALES**

Rubrique 1 : Coordination générale - Coordination technique

Lexique - références

1a - Nécessité de coordination

- | | | |
|---------------------------------------|-------------------------|------------------------|
| | 95-I/20-2/2 et 3 | 95-5/010-19 |
| | 96-III/020-1 à 4 | 96-1/010-2 et 3 |
| | 97-VIII/031-1 | 96-24/421-4 |
| • <u>Hiérarchisation de stratégie</u> | | 97-11/221-5 |

1b - Coordinations particulières

- | | | |
|--|-----------------------|-------------------------------|
| • <u>Sous-Traitance</u> | 95-V/40-13 | 95-68/652-2 |
| • <u>Séparation</u> | | 95-58/581-8 |
| • <u>Systèmes innovants</u> | 97-IV/02A-6 | 95-5III/9/582 - 5 et 6 |
| • <u>Superphénix</u> | 96-V/040-1/3 | |
| • <u>Champ proche</u> | 96-VI/040-2/1 | |
| • <u>Travaux IPSN</u> | 96-VII/040-2/4 | 96-104/628-6 |
| • <u>CST/GD</u> | | 96-26/421 - 11 |
| • <u>Axe 2</u> | | 96-100/626 - 3 à 5 |
| • <u>Chimie du solide et des matériaux</u> | 97-XII/033-2 | 97-59/425-8 |
| (phrase 2) | | 97-70/4323-4 |
| | | (phrases 2 à 4) |

1c - Mise en place : coordination - réflexion stratégique

- | | | |
|--|----------------------|-----------------------------|
| • <u>Réflexion stratégique</u> | | 96-25/421-6 |
| • <u>Mission coordination</u> | | 96-26/421 - 13 et 14 |
| • <u>Cohésion des efforts et choix techniques</u> | 97-II/02A-3 | |
| • <u>Complément équipes de recherches ANDRA</u> | 97-VII/02B-1 | 97-26/324-19 |
| • <u>Recherches PF par équipes complémentaires</u> | 97-VIII/031-2 | |
| • <u>Rôle des conseils scientifiques</u> | | 97-20/321-6 |
| | | 97-92/540-3 |
| • <u>GdR et domaines du CNRS</u> | | 97-20/321-8 |

Rubrique 2 : Calendriers - Echéanciers - Plans-Programmes

Lexique - références

2a - Calendrier - Echéanciers

- Communication calendriers des recherches 95-II/20-4 95-68/652-2
- Fixation calendriers - cahiers des charges sous-traitants ANDRA 95-V/40-11
- Calendrier tendu de l'ANDRA 95-67/651-2
- Calendrier réduction des déchets - séparations 96-10/022-3
- Calendrier des fiches de suivi 96-11/022-10
- Calendrier des spécifications des colis 96-19/033-9
- Rendez-vous importants sur l'état des recherches 97-20/321-9
- Recherches en continu et calendrier 97-20/321-10 (phrases 1-2)
- Calendrier des axes 1 et 3 97-20/321-10 (phrase 3)
- Points durs de l'échéancier de l'axe 2 97-25/324-17
- Calendrier de l'entreposage 97-27/325-2
- Calendrier du stockage direct 97-77/4348-11

2b - Plans-Programmes - Plans pluriannuels

- Calendrier prévisionnel pour l'ensemble des acteurs 95-68/651-7
- Information programme - budget - difficultés 96-IV/021-5 et 6
- Programme de recherche des laboratoires souterrains 96-VI/040-2/2
- Programme stockage direct 96-VIII/040-3/11
- Plan-Programme - Objectifs - Coordination - Missions 96-3/020-1 et 2
- Plan-Programme - Objectifs - modalités de financement 96-9/021-6 et 7
- Plan-Programme - Entreposage - Stockage direct 96-11/022-8
- Programme - Calendriers - Moyens 96-129/640-1 & 2
- Suivi des recommandations dans les programmes de recherche 97-14/230-1
- Compétences et plan de recherche pluriannuel 97-19/321-4
- Coordination du programme de l'axe 2 97-26/324-18
- Urgence structuration programme de l'axe 3 97-27/325-1
- Programme des priorités isotopes à vie longue 97-120/640-6
- Programme calendriers - Retraitement simplifié 97-23/323-11

2c - Publications - Documentation

- Encouragement publications 96-130/640-3 & 4
- Développement d'une politique systématique de publication 97-XII/040-1 97-19/321-2
- Edition de la stratégie et du plan des recherches 97-15/310-3

Rubrique 3 : Stratégies de base

Lexique - références

3a - Stratégie générale

- Nécessité stratégique générale - réflexion stratégique - clarification 95-II/30-2
- Stratégie globale de la loi 95-3/010-11
- Stratégie des acteurs 95-23/341-3
- Nécessité du choix stratégique pour la gestion des déchets 95-34/415-3
- Affinement du plan stratégique global 95-37/430-2
- Besoin d'une réflexion stratégique permanente 95-37/430-3
- Nécessité de prendre en compte tous les aspects de gestion 95-58/581-7
- Stratégie de recyclage du plutonium 96-IV/030-2
- Stratégie pour les combustibles irradiés - Multirecyclage 96-28/4221-2
- Stratégie URT - U appauvri 96-29/4221-3
- Stratégie à long terme pour les systèmes innovants 96-32/4222-5
- Sort des déchets existants et non conteneurés 97-III/02A-1
- Poids des recherches sur les PF 97-III/02A-2
- Nécessité de recherches sur I, Cs, H₃ 97-III/02A-3
- Recherches dans l'hypothèse de non-retraitement 97-IV/02A-2
- Rôle de la chimie dans les matrices et le recyclage 97-21/322-5
- Conditionnement spécifique du plutonium 97-27/325-6
- Adéquation stratégie industrielle - stratégie de recherche 97-29/330-7
- Stratégie générale de gestion des déchets tritiés 97-102/6224-8 & 11

3b - Stratégie pour l'Axe 1

- Stratégie Séparation - Transmutation et Séparation - Conditionnement 95-III/040/2 à 4 96-30/4221-b3
96-V/030-3
- Objectifs stratégiques de l'Axe 1 95-42/510-2
- Stratégie Axe 1 : Plan Programme 96-10/022-3
- Concept Séparation - Transmutation de l'Axe 1 95-43/510-4
- Concept Séparation - Conditionnement des Axes 1 et 3 95-43/510-5
- Stratégie globale pour les actinides mineurs 95-44/520-2
- Stratégie globale pour les PF et PA 95-44/520-3
- Transmutation - Systèmes innovants 95-IV/040-7 96-30/4421-b4
- Incinération des actinides 96-V/030-4 96-10/022-4
- Recyclage du plutonium 96-V/040-1/1

• <u>Incinération dans le parc existant</u>		96-33/4222-7
• <u>Etudes de séparation</u>	96-VI/040-1/4	
• <u>Besoins de clarification pour établir la stratégie dans l'Axe 1</u>		95-38/432-1
• <u>Nécessité de renforcer les études et moyens de l'Axe 1</u>		95-26/411-9
• <u>Nécessité de l'interaction des équipes</u>		96-66/6111-2
• <u>Nécessité de réduction des risques potentiels et résiduels</u>		95-44/520-4
• <u>Concentration des efforts sur quelques scénarii</u>	97-VIII/031-3	97-38/41122-3
• <u>Objectifs stratégiques de l'axe 1</u>		97-22/323-1 & 6
• <u>Prise en compte du critère de nocivité</u>		97-22/323-3
• <u>Risque potentiel et PF</u>		97-22/323-4
• <u>Stratégie globale pour les actinides mineurs</u>		97-22/323-5
• <u>Transmutation - systèmes inovants</u>		97-23/323-7
• <u>Stratégie axe 1 et plan programme</u>		97-23/323-8
• <u>Définition des faisabilités dans l'axe 1</u>		97-23/323-10
3c - <u>Stratégie pour l'Axe 2</u>		
• <u>Stratégie Axe 2</u>		96-62/534-11
• <u>Rappel stratégie Axe 2</u>		96-42/051-5
• <u>Eléments complémentaires de choix des sites</u>		96-62/054-2 à 6
• <u>Flexibilité du stockage profond</u>		95/60-610-3 (phrases 3 et 4)
• <u>Nécessité d'un stockage profond</u>		95-32/414-4
• <u>Nécessité du programme de recherche de l'Axe 2</u>		95-32/414-5
• <u>Nécessité et volume des travaux de l'Axe 2</u>		95-26/411-10
• <u>Sous-traitants ANDRA</u>		96-93/620-8
• <u>Représentative des laboratoires souterrains</u>	97-III/02A-4	
• <u>Alternatives et échecs du stockage</u>		97-24/324-4 à 7
• <u>Rôle des laboratoires méthodologiques</u>		97-25/324-16
3d - <u>Stratégie pour l'Axe 3 - Conditionnement</u>		
• <u>Stratégie pour l'Axe 3 - conditionnement - matrices</u>	95-V/40-19	
• <u>Stratégie Séparation - Conditionnement</u>		95-86/724-10
• <u>Stratégie conditionnement - Entreposage EDF</u>		96-28/4221-4
• <u>Objectifs généraux pour le conditionnement</u>		95-75/710-18
• <u>Objectifs généraux pour les conteneurs</u>		95-92/744/2 à 4
• <u>Conditionnement des déchets B</u>	95-VI/40-21	
• <u>Nécessité des définitions</u>	97-XI/030-1	
• <u>Urgence de la structuration du programme</u>		97-27/325-1
3e - <u>Stratégie pour l'Axe 3 - Entreposage</u>		
• <u>Stratégie entreposage - Option retraitement</u>	95-VI/40-22	
• <u>Stratégie entreposage - Option stockage direct</u>	95-VI/40-23	
• <u>Entreposages</u>	96-VIII/40-3/10	
• <u>Données pour la stratégie entreposage</u>		95-38/431-5
• <u>Liaison stratégie entreposage et stockage direct</u>		95-39/433-2
• <u>Stratégie conditionnement - Entreposage EDF</u>		96-28/4221-4
• <u>Réflexions et stratégie entreposage</u>	97-XII/030-8	
• <u>Urgence de la structuration du programme</u>		97-27/325-1
• <u>Stratégie conteneurage entreposage</u>		97-27/325-4

Rubrique 4 : Déchets - Caractérisation - Spécifications - Inventaire

Lexique - références

4a - Inventaire

- Rappel nécessité de l'inventaire 96-18/033-1
97-13/2231-2
97-95/610-16
- Mise à jour régulière de l'inventaire 95-II/20-5
- Etat des lieux des déchets B et C 95-23/340-1
- Déchets de démantèlement - déchets futurs 95-23/341-5 à 7
- Inventaire iode-césium CEA 97-114/6246-1
- Inventaire iode-césium retraitement 97-114/6246-1
- Priorité inventaire césium-iode 97-115/6246-4
- Inventaire radioactif et stable 97-119/630-29

4b - Radionucléides importants

- Hierarchisation des radionucléides 95-III/30-3 95-38/431-1 et 2
- Liste des radionucléides pour le stockage 95-69/653-8
97-120/640-5
- Inventaire des radionucléides importants 96-18/033-2
- Inventaire en vue de l'impact 96-19/033-6
97-13/2232-1
- Importance des PF à vie longue 97-21/322-2

4c - Caractérisation - spécifications des déchets

- Spécification des colis 95-69/653-9 et 10
97-95/610-17
- Spécifications colis B + Marcoule 95-24/342-1 et 2
- Spécifications des colis pour les déchets anciens 95-24/342-4 à 6
- Caractérisation des déchets issus de la fission 95-86/724-12 et 13
- Caractérisation et spécifications des déchets B 96-18/033-5
- Caractéristiques d'évolution à long terme des matrices 95-69/653-9 et 11
- Outils et procédures de caractérisation 97-IV/02A-1

4d - Déchets anciens

- Critères pour la reprise des déchets anciens 95-VI/040-20
- Nécessité et critères pour la reprise 95-19/310-2
- Calendrier - conditionnement - estimation des volumes 95-23/341-8
- Prévisions d'inventaire 95-23/341-4
- Reprise de déchets déjà conditionnés 95-40/434-2 et 3
- Choix du conditionnement des déchets anciens 95-87/731-5
- Informations nécessaires pour le calendrier des déchets anciens 95-87/731-7 à 13
- Décisions de reprise des déchets anciens 95-87/733-1 à 4
- Reprise des boues anciennes STE₂ 96-VIII/040-9
- Etudes pour les déchets anciens 97-21/322-1
- Reprise des boues STE₂ 97-27/325-7
97-70/4323-2
- Nécessité et critères pour la reprise 97-28/325-8
(phrase 1)

4e - Déchets particuliers

- Liste des déchets particuliers à examiner 95-24/343-1 à 3
97-120/640-3
- Moyens d'études pour déchets particuliers 95-40/434-2,5 et 6
- Caractéristiques et statut de U appauvri et URT 96-IV/030-2 96-19/033-7
97-95/610-17
- Edition des spécifications des colis et calendriers 96-19/033-8 et 9
- Graphites 97-102/6224-10
- Pièges au sodium 97-102/6224-10
- Pièges à iode 97-114/6246-1
- Solvants 97-114/6246-1

4f - Combustibles irradiés

- Inventaire des combustibles pour le stockage direct 95-23/341-10
97-76/4348-4
- Nature et tonnage des combustibles 95-39/432-8
- Cahier des charges pour le stockage des combustibles 95-69/653-9 et 13
- Etat des lieux - entreposage des combustibles 95-99/7542-1 à 3
- Flux des combustibles irradiés EDF 96-IV/030-1
- Etat des connaissances des combustibles irradiés 96-VIII/040-8
- Réflexion et programme pour le stockage direct 96-VIII/040-11
- Terme source des combustibles irradiés 96-119/63132-6 et 7
97-76/434-7
- Entreposage des combustibles irradiés 96-129/6324-5
- Scénarii de stockage direct 97-76/4348-3
- Déchets secondaires du stockage direct 97-76/4348-5
- Corrosion et stockage direct 97-76/4348-8
- Intercomparaison stockage direct - retraitement 97-76/4348-9

4g - Déchets futurs

- Prévisions des déchets futurs 95-23/341-9
97-28/325-9
- Prévisions des déchets issus de la séparation-transmutation 95-23/341-11
- Déchets du retraitement des MOX et HTC 95-24/342-3

4h - Analyse - reprise - traitement des déchets

- Traitement à haute température 97-62/4311-3
- Mesures du tritium 97-101/6224-5
- Traitement des déchets organiques 97-101/6224-6
- Mesures iode-césium 97-114/6246-1
- Mesure relâchement iode-césium 97-114/6246-2

Rubrique 5 : Données et notions particulières - clarifications - Contextes particuliers

Lexique - Références

5a - Etudes de sûreté

- Etudes préliminaires de sûreté 95-63/630-3
- Nécessité des études itératives 95-III/30-6 95-40/434-2 et 4
- Rappel des besoins d'études de sûreté 96-45/052-4

- Poursuite des exercices de sûreté comparatifs 96-102/627-12
- Prise en compte des données géologiques pour les études itératives 95-V/40-17 96-72/655-3
97-12/2222-3
- Objectifs quantifiés de l'Axe 1 pour les études de sûreté 95-38/431-1,3 et 4
- Interaction recherches et études de sûreté 95-71/655-1
- Paramètres utilisés dans les études de sûreté 96-30/4221-2
- Approche pour les études de sûreté et les modélisations 95-72/656-1
- Rôle de l'IPSN dans les études de sûreté 96-VIII/040-4
- Elaboration du dossier de sûreté des entreposages 95-93/751-3
- Dossier de sûreté des entreposages et agressions externes 95-93-751-5
- Surveillance de la première barrière de l'entreposage 95-93/751-7
- Moyens ANDRA pour l'analyse de sûreté 97-89/531-8

5b - Durée de stockage - réversibilité

- Durées pour le concept de stockage - réversibilité 95-III/30-4
- Dates-clés pour la durée du stockage 95-38/432-2
- Durée du confinement dans le stockage 95-38/432-3
- Durée de la réversibilité 95-38/432-4
- Optimisation de la réversibilité 97-VII/02C-1 95-39/432-6
- Motivations de la réversibilité 95-39/432-7
- Opération de stockage définitif et réversibilité 95-60/610-2
- Niveaux et durées de réversibilité des barrières 95-69/653-6
- Définition de la réversibilité 97-26/324-21

5c - Durée des entreposages

- Durée entreposage « longue durée » 95-III/30-5
- Clarification de la longue durée des entreposages 95-35/415-10
95-39/433-3
97-72/433-10
(phrases 1 et 2)
- Entreposage et report de décision 95-73/710-9 et 10

5d - Contextes particuliers

- Etudes de géoprospectives et paléocirculations 95-V/40-16
- Besoins des études de systèmes 95-40/434-2,7,8 et 9
- Suivi des doctrines et des choix 95-41/440-2 à 4
- Retour d'expérience d'entreposage 96-128/6323-7
- Liens retraitement - entreposage - conditionnement Pu 97-IV/02A-3
- Obligation de résultats des axes 2 et 3 97-IV/02A-4
- Clarification axe 1 des recherches technologiques et innovantes 97-IV/02A-5

5e - Suivi du contexte international

- Etudes étrangères : concepts et options 95-69/653-7
- Réalisation entreposages étrangers 96-126/6322-5
- Collaboration internationale 97-19/321-1
- Rôle et objectifs de la collaboration internationale 97-20/321-11

Rubrique 6 : Laboratoires souterrains

Lexiques - références

6a - Concept de stockage

- Programme du concept des barrières ouvragées 95-69/653-4
- Concept de stockage propre au site de la Vienne 97-VI/02B-2
- Priorité du concept de stockage 97-IX/032-1

6b - Colis - Conteneurs

- Données de base pour les colis 95-V/40-15
- Conception des conteneurs - manutention des colis 95-69/653-9 et 14
- Définition des surconteneurs avec options pour la réversibilité 95-69/653/9 et 12
- Durée de confinement des colis 95-69/653-3
- Poursuites études conteneurs 96-122/63142-5 et 6
- Terme source des colis 97-X/032-5

6c - Barrières ouvragées - Champ proche

- Données de base pour le champ proche 95-V/40-15
- Intéraction dans le champ proche 95-66/644-1
- Rôle - Durée des barrières ouvragées 95-69/653-2 et 5
- Terme des argiles dans les barrières ouvragées 97-26/324-23
- Production et évolution des gaz 97-54/421-3
- Piègage iode-césium champ proche 97-56/422-6
- 97-114/6246-1

6d - Barrières géologiques

- Solubilité iode-césium dans les barrières géologiques 96-VII/040-3
- Migration iode-césium géosphère 97-114/6246-3
- Comportement isotopes à vie longue dans géosphère 97-119/630-30

6e - Architecture pour les laboratoires souterrains

- Architecture du stockage 97-VII/02C-1
(phrase 4)

6f - Recherches pour les laboratoires souterrains

- Présentations des programmes expérimentaux 95-V/40-14
- Expérimentation en laboratoires souterrains 95-62/620-5
- Dossiers d'autorisation d'implantation et d'exploitation 95-68/651-3 à 6
- Objectifs de recherche en laboratoires souterrains 95-69/653-3 à 6
- Coordination - Encadrement pour les programmes en laboratoire 96-100/126-5
- Association constructeurs - responsables de recherche 97-VI/02B-3

- Migration des fluides et des radionucléides 97-X/032-2 97-26/324-24
- Migration des colloïdes 97-X/032-3
- Développement géophysique et capteurs 97-X/032-4 97-58/424-2
- Domaines prioritaires pour les expérimentations 97-91/533-3
- Information permanente sur les programmes d'expérimentation 97-92/533-5

6g - Données géologiques (hydrogéologie - géochimie, migration...)

- Evaluation globale des sites 96-3/000-13
- Données de base de géologie et d'évolution du milieu géologique 95-70/654-1 à 6
- Reconnaitances des formations géologiques 95-62/620-5
- Données de base pour la géochimie - migration 95-V/40-16
- Etudes complémentaires sur les sites - Comité à l'Energie Atomique 11/04/96 96-II/020-3,5 et 6 96-43/051-8
- DAIE - Est 96-50/532-8
- Etudes complémentaires - Gard 96-56/533-6
- Etudes complémentaires - Vienne 96-61/534-10
- Sismicité et fracturation 97-26/324-22

6h - Modélisation

- Modélisation du milieu d'accueil 95-66/644-1
- Modélisation du stockage direct 97-76/4348-6

Rubrique 7 : Séparation - Transmutation

Lexique - références

7a - Séparation

- Nécessité du retraitement poussé 97-IX/031-1 95-46/530-9
- Nécessité Séparation-Transmutation - Séparation-Conditionnement - Séparation-Césium 95-57/581-2 à 6
- Poursuite des recherches de séparation-modélisation 96-90/62125-2
- Encouragement sur les recherches séparatives 96-VI/040-1/4
- Hierarchisation des radionucléides 96-80/6115-7
- Diminution de la radiotoxicité des déchets du retraitement 95-45/530-6
- Minimisation des déchets dans la séparation transmutation 96-91/6122-2
- Effort sur les moyens d'analyse 96-88/61212-12 & 13
- Mise en service d'Atalante 97-IX/031-3 96-88/61212-10
- 97-48/4121-13

7a1 - Actinides mineurs

- Démonstration de la séparation 96-83/6121-9
- Priorité séparation Am et Cm 95-IV/040-5 et 6 95-54/560-9 (phrases 1,5 et 9)
- Coextraction du Np 95-53/560-5
- Molécules de séparation des actinides 95-54/560-8 (phrases 1 et 5)
- Recherche sur les diamides 95-53/560-7 (phrases 1 et 8)
- Etudes Diamex 96-86/61211-10
- Etudes Sésame 96-87/61212-7 et 8

7a2 - Produits de fission

- Recherche sur PF particuliers 96-90/61215-3
97-22/323-4
- Séparation du césium 95-57/581-2 à 6
- Séparation industrielle du césium 96-90/61214-5

7a3 - Systèmes innovants de séparation

- Rendement des systèmes de séparation 95-44/530-1
- Nécessité de faisabilité avant 2006 95-45/530-3

7a4 - Séparation - conditionnement

7b - Transmutation

- Nécessité des recherches pour la transmutation 95-58/582-1
- Amélioration des performances 95-IV/040-8

7b1 - Transmutation en réacteur

- Evaluation de la Commission Castaing 96-V/040-1/3 97-23/323-9
- Superphénix - incinération des actinides 96-74/61131-5
- Superphénix - outil de faisabilité pour l'irradiation 96-74/61132-1 à 4

7b2 - Multirecyclage du plutonium

- Scénarios de recyclage 96-V/040-1/1 96-71/6112-8
- Priorité Option recyclage homogène 97-35/4112-2

7b3 - Systèmes innovants

- Identification des options techniques 95-IV/040-9
- Coopération des acteurs 95-IV/040-10 97-45/4113-2
(phrases 3 à 5)
- Création Gédéon 96-V/040-1/2
- GDR-GEDEON - recherches innovantes 96-77/6114-4
97-44/4113-1
- Présentation des premières étapes pour un pilote 97-40/41123-8
- Prototype - systèmes innovants 97-44/4113-2
(phrases 1 et 2)

7b4 - Technologies annexes de la transmutation (chimie, corrosion, pyrométallurgie...)

- Fabrication - retraitement de cibles 97-IX/031-2 97-49/4122-8
- Exploration de l'électrométallurgie 97-IX/031-4 97-53/4123-15 et 16
- PACE - Synthèse des composés solides 97-50/4122-10

Rubrique 8 : Entreposage de longue durée

Lexique - références

8a - Durée - réversibilité

- Surveillance et réversibilité des entreposages 95-93/751-7
- Retour d'expérience - entreposage 96-128/6323-7
- Réalisation d'entreposage à l'étranger 96-126/6322-c)5

8b - Options - conceptions

- Réflexion sur la conception d'entreposage de longue durée 95-98/7541-4
- Soutien de la réflexion sur l'entreposage 96-VIII/040-3/10
97-XII/033-2
- Etudes conceptuelles d'entreposage de longue durée 95-26/4111-11
97-13/2223-7
- Présentation de la conception des nouveaux entreposages 95-VI/040-22
- Etudes entreposage en surface et subsurface 95-99/7543-2 et 3
- Nécessité des études fondamentales sur l'entreposage 97-27/325-4

8c - Contraintes des entreposages

- Entreposage : option de gestion pour l'attente d'une solution technique 95-74/7101-11
- Conteneurs - surconteneurs pour l'entreposage 95-98/7541-3
97-28/325-8
(phrases 2 et 3)
97-72/433-7
(phrase 2)

8d - Entreposage des déchets du retraitement - recherche

- Entreposage COGEMA 96-124/6322-a)3
- Entreposage CEA 96-125/6322-b)5

8e - Entreposage des combustibles

- Entreposage pour l'option stockage direct 95-VI/040-23 95-99/7542-1 à 3
- Informations sur le stockage direct 96-VIII/040-3/11

8f - Entreposage des déchets futurs

Rubrique 9 : Conditionnement matrices

Lexiques -rubriques

9a - Verres

- Etudes fondamentales sur les verres 96-109/6311-11
- Poursuite des recherches à long terme sur les verres 97-XI/033-3 95-84/7240-2
96-109/6331-12
97-64/4321-6
97-65/4321-12 et 13
95-78/7221-12
- Mécanismes de corrosion et modélisation
- Modélisation prospective de la lixiviation 96-VII/040-3/3
- Modélisation et études sur les verres spécifiés
- Diffusion du silicium dans les verres 96-110/6311-17
- Recherches sur les nouveaux verres 96-109/6311-7
- Poursuite des recherches sur les verres 95-84/7240-2
(phrase 1) 95-V/040-19

9b - Liants hydrauliques

- Dégradation des ciments 97-XI/033-4 95-80/7223-10
97-67/4321-7
- Etudes sur les liants hydrauliques 96-VII/040-3/4
- Altérations des liants hydrauliques et études BPR 96-115/63123-9

9c - Bitumes

- Dégradation des bitumes 95-79/7222-6
- Poursuite des recherches à long terme sur les bitumes 96-VII/040-3/5 95-85/724-3
97-13/223-4
- Comportement à long terme des bitumes 96-133/63122-6
- Engagement des études sur les enrobés autres que STE3 97-XI/033-5 97-107/6235-5
(phrase 1)
- Lixiviation bitumes 97-107/6235-2
- Identification matière organique relâchée 97-107/6235-3
- Connaissances physico-chimiques des enrobés 97-107/6225-4
- Inventaire des boues de Marcoule (bitume) 97-107/6235-5
(phrase 2)

9d - Nouvelles matrices

- Recherches sur les nouvelles matrices 96-VIII/040-3/6 95-85/724-5 à 11
- Nouvelles matrices et stratégie séparation -
conditionnement 96-117/63124-8
- Choix rationnels sur les matrices minérales 95-V/040-19
(phrase 3)

- Procédés innovants - Déchets B - (Boues STE₂) 96-113/63110-6
- Exploration sur les ciments apatitiques 96-117/63124-9
- Matrice nouvelles analogues naturels 97-XII/033-7
- Association matrices nouvelles - déchets (phrase 3) 97-XII/033-1
- Poursuite et intensification des recherches sur les matrices nouvelles 97-70/4323-4 (phrase 1)
- Matrices pour les déchets tritiés 97-102/6224-7

9e - Comportement à long terme des matrices en entreposage et stockage

- Poursuite sur le comportement à long terme des matrices (phrase 2) 95-V/040-19
- Harmonisation des tests pour le comportement à long terme 95-V/040-19 (phrase 4)
- Qualification à long terme des matrices 97-XII/033-6

9f - Spécifications des matrices et colis

- Etablissement des spécifications des colis 96-VII/040-3/1 95-69/653-9 et 10
- Nécessité des définitions matériaux - procédures - précipitation 97-XI/033-1

9g - Matrices des conteneurs - surconteneurs

- Interfaces déchets - conteneurs - environnement 95-35/415-8
- Recherche sur les conteneurs et matériaux métalliques 96-VII/040-3/7
- Recherches sur la corrosion 96-118/63131-5
- Conteneurs pour les déchets tritiés 97-102/6224-7

Rubrique 10 : Etudes fondamentales

Lexique - rubrique

10a - Etudes générales

- Etudes fondamentales et prospectives sur la séparation 96-VI/040/1/4
- Etudes systèmes 95-40/434-2,7& 8
- Recherches fondamentales sur les mécanismes géologiques 95-64/630-8
- Etudes géoprospectives 95-66/644-2

10b - Analogues naturels

- Etudes sur Oklo 95-75/656-2
- Etudes d'analogues des matrices de conditionnement 95-86/724-14
- Etudes des analogues des métaux des conteneurs 97-X/032-2
- Etudes migration et transport 97-25/324-15

10c - Etudes Socio-politiques

- Besoins des études 95-41/434-10
- Réitération de la recommandation 97-9/212-2
97-25/324-13

10d - Modélisation

- Absence de modélisation biosphère 97-26/324-25
- Plan quinquennal de développement de la modélisation 97-57/423-10
(lignes 1 à 3)
- Création d'une équipe de recherche compétente 97-58/423-10
(lignes 3 à 7)

10e - Biosphère - Environnement

- Transferts dans la biosphère 97-XI/032-6
- Toxicité chimique dans la biosphère 97-26/324-26
- Migration iode -césium biosphère 97-114/6246-3
(cycles géochimiques - biogéochimique)
- Transfert des isotopes à vie longue (géochimique) 97-119/630-31
- Transfert à l'homme (¹⁰⁷Pd) 97-119/630-32
- Habitudes alimentaires - radiotoxicité 97-119/630-33
- Comportement PF à vie longue 97-120/640-4

ANNEXE 9

REFLEXIONS PRELIMINAIRES SUR LA GESTION DES DECHETS CONTENANT DES RADIONUCLEIDES DE LONGUE PERIODE EN RELATION AVEC LA PROTECTION SANITAIRE

Toute politique de gestion des déchets radioactifs de longue période dépend d'un choix éthique visant à protéger de tout risque radiologique l'individu et la collectivité d'aujourd'hui ainsi que les générations futures. Ce choix doit s'appuyer sur des données scientifiques de radiotoxicologie. Celles-ci ne sont pas encore suffisantes pour quantifier tous les risques radiologiques en fonction de la dose (exprimée en Gray*) délivrée à l'homme par les radionucléides. Elles permettent cependant de poursuivre la réflexion sur la meilleure façon d'atteindre l'objectif de la protection de l'homme contre les radiations et l'évaluation du risque lié à l'exposition aux radiations, à l'inhalation et à l'ingestion des radionucléides. La contribution de chaque radionucléide relâché à la dose (exprimée en Gray*) est liée à leur activité (exprimées en Becquerel - Bq).

Enfin, une fois le radionucléide ingéré ou inhalé, l'évaluation du risque doit tenir compte de la forme physico-chimique du radionucléide, de sa période biologique dans le corps, de l'organe préférentiel où il se localise. Toutes ces données de radiotoxicologie ne peuvent évidemment faire abstraction des modalités de transfert des radionucléides dans la biosphère (roche, sol, eau, atmosphère, animaux, végétaux, alimentation...).

En l'absence des données scientifiques et radiologiques, on ne se préoccupe d'ailleurs que de radioprotection et de risques sanitaires et on introduit pour cela diverses notions de doses (exprimées en Sievert*) que l'on obtient en convertissant les doses (exprimées en Gray*) à l'aide de facteurs correctifs. Le Sievert est un équivalent de dose qui caractérise l'effet biologique d'une irradiation.

Le prélèvement d'eau contaminée aux exutoires à la biosphère, eau en provenance d'un stockage profond, est le facteur commun à presque tous les scénarios normaux de retour des radionucléides à l'homme. Une fois que le passage des radionucléides aux eaux profondes puis superficielles a commencé, il peut durer très longtemps et concerner éventuellement de très nombreuses générations, si celles-ci restent dans l'ignorance de la contamination. Ce transfert de radionucléides nécessite de se pencher sur les conséquences d'une exposition chronique délivrant de faibles doses à des générations successives, doses

* Terme défini dans le glossaire

dues aux radionucléides à vie longue présents dans tout ou partie des déchets du stockage. En effet, à l'époque du futur où cela pourrait se produire, les radionucléides susceptibles d'être présents dans les eaux contaminées seront les actinides, émetteurs alpha et les produits de fission et d'activation à vie longue, émetteurs bêta et gamma. En raison de la faible solubilité des composés des actinides pouvant être présents dans les eaux naturelles, leur concentration susceptible d'être présente dans l'eau contaminée sera à l'échelle des ultra-traces. Pour les produits de fission et d'activation à vie longue, possédant naturellement des isotopes stables dans le milieu géologique, la concentration à l'exutoire sera fonction de la solubilité de leurs composés naturels et de la dilution isotopique ; leur activité spécifique dans l'eau contaminée sera enfin très faible. La limite réelle d'incorporation par l'homme des divers radionucléides sera enfin régie par la masse des éléments correspondants physiologiquement acceptable par l'organisme. Globalement, il ne pourra pas y avoir de contamination interne importante par les radionucléides relargués par le stockage et le débit de dose associé à leur incorporation sera faible.

Aujourd'hui, la base scientifique de la protection sanitaire pour la gestion des déchets radioactifs contenant des radionucléides à vie longue est l'approche développée par la CIPR* dans ses publications 26 de 1977 et 60 de 1990 [1].

Cette approche consiste à protéger l'individu des effets aléatoires des radiations ionisantes ; il s'agit d'effets somatiques induisant des cancers et d'effets génétiques induisant des anomalies génétiques. A cet égard, la CIPR* 26 prend en compte deux générations et la CIPR* 60 prend en compte toutes les générations. Pour comprendre cette différence, il faut rappeler que le nombre d'effets génétiques augmente lorsque l'exposition par génération est constante car il est lié aux taux de mutations qui est lui même proportionnel à la dose. Toutefois, dans chaque génération, un pourcentage constant de mutations n'est pas transmis à la génération suivante pour différentes raisons. On tend donc vers un équilibre dont on admet qu'il est pratiquement atteint à la cinquième génération. La CIPR* 60 retient, comme valeur de référence d'effets génétiques, leur nombre à l'équilibre, et en ce sens, elle est plus complète que la CIPR* 26.

La protection sanitaire est fondée sur des limites de doses individuelles avec une relation de dose à effet qui n'a pas de seuil. On admet qu'une faible dose efficace engagée (dose équivalente à l'organisme entier sur 50 ans) de 1 millisievert par an fait courir le risque de voir apparaître cinq cancers mortels pour 100.000 individus et 1,3 effet génétique dans la descendance de ces individus. En fait, il n'y a pas d'effets génétiques réellement prouvés à ce

* Terme défini dans le glossaire

jour chez l'homme du fait de l'exposition aux rayonnements ionisants. Aujourd'hui, le risque d'effet génétique pour un individu et pour une dose efficace engagée de 1 millisievert est estimé à $1,3 \cdot 10^{-6}$ (CIPR* 60) dans un souci de précaution sanitaire. Par ailleurs, l'effet des " très faibles doses ajoutées " aux niveaux actuellement tolérés ne pourra jamais être démontré par des études épidémiologiques, car tout phénomène devient sans signification lorsqu'il est contenu dans les variations du bruit de fond. Or, actuellement ces niveaux de doses sont inférieurs aux variations habituellement admises pour la radioactivité naturelle.

L'approche développée dans les CIPR* 26 et 60 est très différente de la première approche de la CIPR* qui a été utilisée par cette commission dans sa publication 1 de 1958 [2]. A cette époque, la publication 1 a été rédigée pour répondre à une demande de l'ONU qui s'inquiétait des conséquences pour l'homme et pour l'humanité du développement prévisible de l'énergie nucléaire. Dans cette optique, la CIPR* devait élaborer des normes permettant de maintenir les conséquences dans les limites de l'acceptable.

En 1958 on connaissait des effets somatiques et génétiques induits par les rayonnements ionisants.

Trois effets somatiques étaient bien connus :

1. le raccourcissement de l'espérance de vie,
2. l'apparition de leucémies en excès chez les radiologistes et à Hiroshima, pour lesquels on ne possédait toutefois aucune relation dose-effet,
3. l'induction d'ostéosarcomes après incorporation dans l'organisme de radium-226. A cet égard, on savait, après 40 ans de suivi épidémiologique, qu'il existait un seuil d'activité de 1 microcurie (37 MBq) au-dessous duquel il n'y avait pas d'ostéosarcome. L'existence de ce seuil n'a pas été infirmée dans la récente et dernière publication de Rowlands de 1994 [3] ni dans des publications intermédiaires [4,5].

Pour protéger l'individu des deux premiers effets, la CIPR* a fixé à cette époque une limite de dose efficace (dose équivalente à l'organisme entier) de 0,1 rem (1 millisievert) par semaine soit 5 rems (50 millisieverts) par an en cas d'exposition généralisée. Pour le troisième effet, qui touche le squelette, la CIPR* a recommandé de ne pas dépasser des concentrations de radionucléides ostéotropes dans l'eau en fixant des Concentrations Maximales Admissibles (C.M.A.) permettant de respecter un seuil d'activité de 0,1 microcurie (3,7 MBq) au squelette. Ce seuil de 0,1 microcurie (3,7 MBq) a été choisi par la CIPR* en 1959 pour prendre en

* Terme défini dans le glossaire

Un calcul simple** montrait que la limite d'exposition générale de 15 rems par an, incluant donc les gonades*, choisie pour écarter les risques somatiques respectait la limite d'exposition choisie pour limiter les effets génétiques si le nombre de travailleurs du nucléaire ne dépassait pas 0,7 % de la population totale.

Ces considérations montrent bien la différence fondamentale des deux approches respectives de la CIPR*, qui vise " l'individu " dans les CIPR* 26 et 60 et la " génération " dans la CIPR* 1.

Dans le premier cas, on ne s'intéresse qu'à des limites de doses individuelles, alors que dans le second cas, on obtient une limite individuelle moyenne en considérant un grand nombre de personnes exposées. Dans l'une et l'autre approche, les effets génétiques sont pris en compte mais dans le second cas, on prend vraiment en compte les effets génétiques sur toutes les générations. En un sens cette démarche est donc plus appropriée pour traiter le cas évoqué ci-dessus, c'est-à-dire une contamination collective répétitive par incorporation sur plusieurs générations à partir d'eau contaminée par un stockage de déchets.

Dans l'approche des CIPR* 26 et 60, le principe d'une relation linéaire sans seuil entre la dose et l'apparition de cancer pour un individu est, depuis quelques années, de plus en plus controversé. Une récente réunion s'est tenue, à la demande du gouvernement américain à Racine, Wisconsin, en 1997 [8] au cours de laquelle la relation linéaire sans seuil a été très critiquée par une partie des experts compte tenu en particulier de la forme supra linéaire de la courbe traduisant la relation dose-effet établie d'après les études épidémiologiques les plus importantes, notamment celles du Japon. L'allure de la variation traduit la complexité des mécanismes impliqués dans la genèse des cancers radio-induits. Elle n'est pas compatible avec l'hypothèse d'une simple mutation unicellulaire suffisante pour déclencher le processus cancéreux, qui est à la base de la relation avec absence de seuil. Le compte rendu, du 3 mars 1998, de la réunion de Racine relate que l'on n'a jamais observé de cancer pour une dose inférieure à 100 millisieverts. Un rapport récent de l'OCDE [14] indique pour sa part un seuil de 200 millisieverts pour les adultes et 50 millisieverts pour les enfants.

** Pour les travailleurs, la période génétiquement sensible ne dure que 10 ans (la période considérée va de 20 à 30 ans). Pour une limite annuelle de dose alors fixée à 0,3 rem par semaine, c'est-à-dire 15 rems par an, la dose génétiquement significative reçue par un travailleur ne pouvait être au maximum que de $10 \times 15 = 150$ rems. Pour respecter la limite travailleur de 1 rem par génération, il fallait que le pourcentage dans la population de travailleurs exposés ne dépasse pas $1/150 = 0,66$ % soit en arrondi : 0,7 %.

* Terme défini dans le glossaire

Il existe des publications récentes, comme celle de Thomas aux USA [9], qui traitent également de cet aspect. Par ailleurs, il existe aussi une littérature en biologie moléculaire et cellulaire et en génétique moléculaire sur les effets de fortes et faibles doses. Au niveau des effets moléculaires, la relation linéaire est quasi certaine. Au niveau des cellules, tissus et organes, voire organismes, celle-ci est moins évidente. Les rayonnements pourraient aussi stimuler les mécanismes de défense et réduire les effets de doses ultérieures [10]. Tous ces résultats nouveaux donnent lieu à des réflexions au sein d'organismes comme l'UNSCEAR* et l'OCDE/AEN* ainsi qu'au sein de différentes Académies [10, 11,12].

En revanche, cette absence de seuil est extrêmement probable pour les mutations des cellules germinales qui sont à l'origine des effets génétiques. En effet, on peut très bien admettre qu'une unique interaction (photon, électron, radical libre) est capable d'induire une mutation dommageable et transmissible dans une seule cellule germinale et qu'après fécondation cette mutation soit transmise à l'embryon. Ainsi, si cette hypothèse est admise, il ne saurait exister de seuil pour les effets génétiques.

Ces considérations précédentes conduisent aux réflexions suivantes :

1. Il serait possible d'utiliser les bases scientifiques de la CIPR* 1 qui ne sont pas remises en cause, pour définir des règles de gestion des déchets renfermant des radionucléides à longue période. En particulier, on pourrait se fonder sur :
 - l'existence d'un seuil expérimentalement prouvé pour les radionucléides à vie longue ostéotropes pour définir un niveau acceptable concernant l'induction des cancers,
 - la génétique des populations pour définir un niveau acceptable relatif à l'apparition d'anomalies génétiques pour l'humanité toute entière.
2. Pour la classification des déchets, on pourrait se baser sur les différents radionucléides à vie longue qu'ils renferment :
 - les actinides sont des éléments à caractère ostéotrope et leur principal effet est d'ordre somatique. En cas d'ingestion, le principal danger est l'apparition de cancers du squelette. L'induction d'autres cancers est moins importante. L'élimination de l'apparition de tous les cancers devrait être effective, si l'on respecte une limite d'incorporation conduisant à un seuil d'exposition inférieur ou équivalent à une activité de 0,1 microcurie (3,7 MBq) de radium-226 pour le squelette. Le risque génétique que les actinides font courir est considéré aujourd'hui comme négligeable

* Terme défini dans le glossaire

Ces considérations ne remettent pas en cause les règles actuelles de radioprotection dans l'appréciation des analyses de sûreté, règles certainement très conservatives, mais elles se veulent incitatrices, auprès des organismes chargés des différents scénarios de transmutation de l'axe 1, afin qu'ils introduisent les notions de radionucléides ostréotropes et génotoxiques dans les bilans de l'incinération et auprès des radiobiologistes et généticiens, afin qu'ils contribuent à l'effort de recherche demandé par la loi sur la fraction de radionucléides présents dans les déchets qui sera transférée dans la biosphère puis à l'homme.

BIBLIOGRAPHIE

- 1a- Publication CIPR* n° 26, Annale de la CIPR* Vol. 1 n° 3, Adopted January 17, 1977. Pergamon Press Oxford, 1997.
- 1b- Publication CIPR* N° 60, Annale de la CIPR* Vol. 21 n° 1-3, 1990. Pergamon Press Oxford 1991.
- 2- Publication CIPR* N° 1, Annale de la CIPR* Vol. 7, 1958. Pergamon Press Oxford, 1958.
- 3- Rowland R. E., Radium in humans, A review of US studies, Argonne National Laboratory Rapport, ANL/ER3, US DOE, Office of Scientific and Technical Information, Oak Ridge, 1994.
- 4- Evans R.D., Keane A.T., Shanahan M.M., Radium in man, Health physics, 27, 1974, p. 497-519.
- 5- Raabie O.G., Book S.A. - Dose reponse relationship for bone tumor in beagle exposed to Ra 226 and Sr90, Health physics, 40, 1981, p. 863-880.
- 6- Muller H.J., An analysis of the process of structural change in chromosomes of drosophila melanogaster. J. Genet. 40, 1940, p. 1-66.
- 7- Russel W.L, Comparison of X-Ray induced mutations rates in drosophil and mice. Am. Nat. Suppl. 90, 1956, p. 69-80.
- 8- Conférence Racine, Wisconsin, 31 juillet - 3 août 1997, Creating for Science Based National Policy : addressing conflicting views on the health risks for low level ionising radiation, Council of Scientific Societies Presidents and Johnson Foundation. Final report Wingspread Conference, March 3, 1998.
- 9- Thomas R.G. The US radium luminisers : a case for a policy of " below regulatory " concern. Int. J. Radiol. Prot. - 14, 1994, p 141-153.
- 10- Rapport du Comité sur la protection contre les rayonnements et la santé publique (CRPP) ; en préparation

- 11- UNESCAR – Influence of dose and dose rate on stochastic effects of radiation, 1993 report to the General Assembly, with annexes. United Nations sales publications E.94IX.2 (United nations, New York, 1993).
- 12- Académie des Sciences – Problèmes liés aux faibles doses des rayonnements ionisants, rapport n°34 (1995).
- 13- Luning K.G., Fölen H, and Nilson A., Dominant lethal test of male mice given Pu salts injections, in Biological and environmental effects of low level radiation, IAEA Publications, STI/PVB/409, Vienna, 1976, Vol. 1, p. 39-49.
- 14- OCDE/AEN - Evolution de radiobiologie et de radiopathologie : répercussions sur la radioprotection. NEA#01207 – 30.09.1998 – 37 pages (en anglais : Developments in Radiation Health Science and their Impact on Radiation Protection).

GLOSSAIRE

Aar - Massif montagneux en Suisse (massif de l'Aar - Gothard) dans l'Oberland Bernois - lieu d'implantation du laboratoire méthodologique de Grimsel de la CEDRA-NAGRA.

ABRICOT - Logiciel de calcul utilisé par l'IPSN pour modéliser les transferts des radionucléides dans la biosphère jusqu'à l'homme.

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

Acides humiques et fulviques - Composés organiques naturels présents dans les sols et les eaux qui possèdent des propriétés de complexation. Les acides fulviques, dont les molécules sont de taille plus petite que celles des acides humiques, peuvent participer ainsi au transport des radionucléides sous forme de colloïdes.

ACTINEX - Programme à long terme (échéance industrielle de vingt à trente ans) pour étudier des procédés de séparation des radionucléides à vie longue (ACTINEX SEPARATION) de transmutation de ces éléments (ACTINEX TRANSMUTATION). Ce programme, piloté par le CEA, fait partie de l'axe 1 des recherches de la loi du 30 décembre 1991.

Actinide - Élément chimique radioactif naturel ou artificiel, de numéro atomique compris entre 89 (actinium) et 103 (Lawrentium)

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

A.D.M. - Atelier de Décontamination de Marcoule.

Adulaire - Variété minéralogique de l'orthose qui est un feldspath potassique.

AECSB - AtomEnergy Control Board - Commission de contrôle de l'énergie atomique - CANADA - voir CCEA

AECL - AtomEnergy of Canada, Limited - L'Énergie Atomique du Canada, Limitée - voir EAEL.

AEC/RWA - AtomEnergy Council/RadWaste Administration - Conseil de l'énergie atomique/Administration des déchets nucléaire (Taïwan).

Ahaus - Site d'entreposage de surface de combustibles irradiés (Allemagne - Rhénanie - Westphalie).

AIDA-MOX - Programme inter-gouvernemental franco-russe destiné à utiliser le plutonium métallique issu du démantèlement des armes russes sous forme d'oxyde (1994).

AIEA - Agence Internationale de l'Energie Atomique - Vienne - Autriche - Organisme dépendant de l'ONU.

ALARA - As Low As Reasonably Achievable - niveau de radioactivité le plus faible qu'il soit possible d'atteindre dans la pratique (meilleur compromis entre le risque, la technique et l'économique).

Albo-cénomancien - Formation géologique formée de graviers et sables soudés entre eux ; elle fait partie du crétacé et est âgée de 96 millions d'années.

Alcalin - Qualifie l'ensemble des métaux dits alcalins (lithium, sodium, potassium, rubidium, césium, francium) ; leur réaction avec l'eau produit une solution alcaline.

Alcalino-terreux - Qualifie l'ensemble des métaux alcalino-terreux qui sont le calcium, le strontium, le baryum et le radium ; leur réaction avec l'eau conduit à une solution alcaline et à un hydroxyde.

ALCESTE - Désigne une cellule de caractérisation de colis de déchets nucléaires de faible et moyenne activité située dans l'INB 156 (CHICADE) mise en service en 1997 - CEA Cadarache.

ALMR - Advanced Liquid Metal Reactor (réacteur à métal liquide de type avancé) développé par Général Electric - USA.

Âme de graphite - Élément en graphite qui entoure le combustible nucléaire de certains réacteurs UNGG ; cet élément accompagne le combustible ; il est enlevé puis broyé avant l'extraction et le dégainage du combustible.

An - Abréviation pour désigner les actinides.

ANDRA - Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs.

Anhydrite - Sulfate naturel anhydre de calcium, plus dur que le gypse.

ANL - Argonne National Laboratory (laboratoire national d'Argonne aux Etats-Unis).

ANTEA - Filiale du Bureau des Recherches Géologiques et Minières (BRGM) qui exécute en sous-traitance de l'ANDRA de nombreux travaux sur les sites et en laboratoires.

Apatites - Composés naturels et artificiels dérivant d'un phosphate de calcium. Les différentes espèces dérivent de nombreuses substitutions possibles soit des groupements OH, soit du phosphore soit du calcium. Ils possèdent de fortes propriétés de sorption pour de nombreux éléments susceptibles de migrer dans la géosphère. Ils peuvent être utilisés comme matrice de confinement par exemple, l'apatite iodovanadoplombeuse : composé spécifique pour le piégeage de l'iode.

APM - Atelier Pilote de Marcoule - Installation créée en 1988 pour les études des combustibles futurs et de leur retraitement (CEA)

AQUABIOS - Logiciel de calcul utilisé par l'ANDRA destiné au calcul de la dose engagée par l'homme à partir des radionucléides émis dans la biosphère et véhiculés par la chaîne alimentaire.

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

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

Asse - Ancienne mine de sel en Basse Saxe - Site expérimental de dépôt de déchets radioactifs qui a servi en tant que tel jusqu'en 1978 pour les déchets de faible et moyenne activité en Allemagne.

ATALANTE - ATelier Alpha et Laboratoires Analyses, Transuraniens et Etudes de retraitement - Installation CEA de Recherche et Développement sur le retraitement et les déchets (séparation des éléments à vie longue, chimie des actinides et du retraitement, conditionnement des déchets de haute activité en matrice de verre ou de céramique, chimie analytique, etc...). Permettra de travailler dans des cellules blindées en milieu de haute activité. Comporte deux tranches ATALANTE 1 et ATALANTE 2. Projet en 1985, construction achevée de Atalante 1 en 1990, mise en service en 1992 (Marcoule).

ATM - Atelier Tritium Marcoule

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

AVM - Atelier de Vitrification de Marcoule - Installation CEA de vitrification des calcinats de produits de fission et d'actinides radioactifs en continu, mise en service en 1978 (Marcoule).

Azoture - Sel de l'acide nitrique azothydrique.

Barents - Mer de l'Océan Arctique dans laquelle plusieurs sous-marins russes ont été immergés notamment à Mourmansk dans la Presqu'île de Kola.

Benken - Village suisse situé dans le canton de Zürich (Zürcher Weinland) aux confins du canton de Schaffhouse ; dans ce village ont débuté les forages pour caractériser les argiles à opalinus, formation cible dans l'argile retenue par la CEDRA-NEGRA.

BGR - Bundesanstalt für Gewissenschaften und Rohstoffe - Institut fédéral des sciences de la terre et des matières premières (Allemagne).

Bimusthate - Anion de formule BiO_3^- où le bismuth est à la valence 5. C'est un oxydant puissant ; dans la réaction d'oxydation le bismuth passe à la valence 3.

BIOMASS - BIOSphere Modelling and ASSessment - Programme de travail mis en place à l'AIEA pour la modélisation des biosphères et le choix des biophères de référence.

BIOMVS - BIOspheric Model Validation Study - Etude de validation des modèles de la biosphère.

BMFT - BundesMinisterium für Forschung und Technologie - Ministère Fédéral de la Recherche et de la Technologie (Allemagne).

BN - 350, 600 et 800 - Types de réacteurs à neutrons rapides russes (oxyde de plutonium). En russe, B signifie Rapide et N signifie Neutrons.

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

BO - Barrière ouvragée.

BOR - Barrière Ouvragée de Remplissage (concerne le stockage profond des déchets).

BOR - 60 - Réacteurs de 60 MWé et combustible russe ; il s'agit du réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium de Dimitrovgrad. En russe, B signifie Rapide, O signifie Oxydes et R signifie Réacteur.

BOS - BOrehole Sealing - Essai de scellement du forage mené dans le laboratoire de Grimsel (Suisse).

BPR - Bétons à Poudres Réactives - Bétons aux performances exceptionnelles par rapport aux bétons traditionnels en matière de ductilité et de résistance à la compression et à la traction (Groupe Bouygues, France).

BR2 - Belgian Reactor - Réacteur expérimental thermique d'essais de matériaux à très haut flux neutronique situé à Mol (Belgique).

BRGM - Bureau de Recherches Géologiques et Minières ; administration qui dépend du Ministère de l'Industrie ; le siège est situé à Paris.

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

CAC - Conteneur Amiante Ciment ; ce conteneur est réalié en utilisant un mélange amiante et de ciment ; il est destiné au blocage des déchets technologiques de l'Usine UP₃ de La Hague.

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

Calixarène - Famille de molécules organiques ayant une forme de calice qui comprend des groupements aryles (C₆H₄) et des groupements arènes (CH₂) sur lesquels on peut greffer des radicaux fonctionnels spécifiques destinés à la complexation de certains éléments. On les dénomme aussi molécules-cages.

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

CAMELL - Corrosion des Alliances MEtalLiquides par des métaux Liquides (Groupe de travail du GdR Gédéon).

CANDU - CANadian Deuterium - Uranium Reactor - modèle de réacteur canadien, où le caloporteur et le modérateur sont de l'eau lourde.

CAPRA - Consumption Accrue de Plутonium dans les réacteurs RApides - programme de recherche du CEA qui vise à étudier la faisabilité de réacteurs rapides conçus pour brûler du plutonium en quantité élevée.

CASCAD - CASemate CADarache : installation d'entreposage à sec de combustibles nucléaires irradiés à Cadarache.

CASTEM 2000 - Ensemble de codes de calcul développés par le CEA dans les domaines de la mécanique et de la thermique des réacteurs à eau sous pression et applicables dans d'autres domaines.

Catalyse - Domaine de la chimie dédié à l'étude des vitesses de réaction dont la modification est liée à la présence de certaines substances (catalyseurs) qui se retrouvent intactes à la fin de la réaction ; la mousse de platine constitue un catalyseur utilisé fréquemment en chimie.

CBFC'2 - Conteneur de Béton Fibre Coque du type 2 utilisé à UP₃ La Hague pour les déchets technologiques.

CCE - Commission des Communautés Européennes ; aujourd'hui on utilise le sigle U.E. (Union Européenne) pour désigner l'Europe formée par les 15 Etats membres.

CCEA - Commission de Contrôle de l'Energie Atomique au Canada - Voir aussi CCEA.

CCR - Centre Commun de Recherche ; désigne les centres de recherches placés sous la tutelle de l'Union Européenne comme Petten (Pays-Bas) - ITU de Karlsruhe (Allemagne) - Ispra (Italie).

CDE – Cessation Définitive d'Exploitation ; cette opération implique la cessation d'utilisation d'une installation et nécessite le retrait des matières nucléaires et l'évacuation des déchets d'exploitation.

CDS – Conditionnement des Déchets Solides : ensemble des unités et bâtiments de Marcoule qui ont pour vocation la reprise, le traitement et le conditionnement des déchets solides.

CEA - Commissariat à l'Energie Atomique.

CEDRA - Centre d'Entreposage des Déchets Radioactifs : installation d'entreposage prévue à Cadarache pour l'ensemble des déchets du CEA destinés au stockage géologique. (à ne pas confondre avec NAGRA-CEDRA cf. cet acronyme)

C/E Cimentés - Coques et Embouts cimentés (déchets produits à La Hague) (voir aussi coques et embouts).

CELESTINS – Réacteurs expérimentaux (1 et 2) pour l'étude des combustibles mixtes (CEA – France) – Actuellement dédiés à la production de tritium et de certains radionucléides à usage médical.

CEN – Centre d'Etudes Nucléaire du CNRS IN2P3 de Bordeaux – Gradignan.

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

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

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

CFR - Code of Federal Regulations (code de réglementation aux Etats-Unis).

CF1 – Conteneur Fonte : c'est le sigle retenu pour les conteneurs fabriqués à partir de la fonte recyclée.

Chalcogène – Qualifie l'ensemble des métalloïdes tels que le soufre, le sélénium et le tellure.

Chaos – Théorie de mathématique utilisé pour caractériser la turbulence.

Chélatant – Se dit d'une molécule qui possède deux atomes donneurs d'électrons rapprochés susceptibles de capter un ion qui se trouve ensuite pris comme dans une pince.

Chemise de graphite – Elément de graphite qui entoure la gaine en magnésium des combustibles de certains réacteurs UNGG. Lors du retraitement l'élément combustible est d'abord débarrassé de la chemise de graphite avant son dégainage qui met à nu le combustible.

CHI – Conteneur de Haute Intégrité – Ce conteneur est prévu pour un entreposage de déchets nucléaires en vrac non réactif.

CHICADE – Chimie et Caractérisation des Déchets de faible et moyenne activité – INB 156, destinée à des procédés de traitement et de conditionnement de déchets ; autorisation de création 1993 ; mise en service en 1994 – CEA Cadarache.

CHON – Désigne des molécules organiques qui ne renferment que du carbone (C), de l'hydrogène (H), de l'Oxygène (O) et de l'azote (N) ; elles sont généralement incinérables et ne donnent que H₂O, CO₂, NO_x comme produits de réaction.

CHP - Conteneur de Haute Performance ; ce conteneur se caractérise par sa durabilité et constitue, à lui seul, une barrière.

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

Cigar lake - Site minier au Canada (Saskatchewan) caractérisé par une très forte teneur en uranium du minerai (20 % en moyenne) et considéré comme un analogue naturel d'un stockage de combustibles usés (UOX).

CIPR - Commission Internationale de Protection Radiologique (ICRP - International Commission on Radiological Protection).

CLAB - Installation suédoise de stockage provisoire centralisé du combustible irradié (Suède).

CLAY-CLUB - Groupe de Travail de l'Agence à l'Energie Nucléaire de l'OCDE, rattaché au Groupe on Site Evaluation and Design of Experiments for Radioactive Waste Disposal (SEDE) ; il examine les mesures et les transferts d'eau dans les argiles.

CLC - Ciment au Laitier et aux Cendres qui contient 20 à 64% de clinker ; 18 à 50% de cendres volantes et 18 à 50% de laitier.

CLI - Commission Locale d'Information créée par la circulaire Mauroy en 1981 et mise en place par la loi du 30 décembre 1991 sur chaque site retenu par la médiation du Député Christian BATAILLE pour l'implantation éventuelle de laboratoires souterrains.

CLOVIS - Cellule blindée pour les études sur des verres radioactifs - Marcoule.

CLTC - Comportement à Long Terme des matrices et des Colis : programme du CEA orienté vers les problèmes d'entreposage de longue durée (axe 3 de la loi).

Cluster - Groupement d'atomes individualisés au sein d'un solide qui lui confère certaines propriétés particulières telles que spectroscopiques.

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

CNE - Commission Nationale d'Evaluation

CNRS - Centre National de la Recherche Scientifique.

CODEM/GIE - Conditionnement des Déchets Marcoule/Groupement d'Intérêt Economique rassemblant EDF - CEA - COGEMA pour l'assainissement de l'Etablissement de Marcoule - UP1.

Coffinite - Minerai d'uranium (silicates d'uranium).

COGEMA - Compagnie Générale des Matières nucléaires - Filiale de CEA-Industrie.

COGEMA INC. - Filiale de COGEMA ayant en charge le gisement de Cigar Lake (Saskatchewan, Canada).

Commission CASTAING - Du nom de son Président, cette Commission désigne en fait 3 groupes de travail qui ont successivement, à la demande des Pouvoirs Publics, évalué la gestion des combustibles irradiés (1981-1982), le Programme général de gestion des déchets radioactifs proposé par le Commissariat à l'énergie atomique (1983), et enfin les Recherches et développements en matière de gestion des déchets radioactifs (1983-1984). Une nouvelle Commission CASTAING a été créée le 11 septembre 1995 pour l'évaluation de SUPERPHENIX comme outil de recherche. Le rapport a été remis le 20 juin 1996.

Commission d'évaluation environnementale – Commission de l'Agence canadienne d'évaluation environnementale qui examine la gestion des déchets et le concept de stockage des combustibles nucléaires – Créée le 1^{er} décembre 1989, elle est rattachée au Ministre de l'Environnement.

Commission GOGUEL - Du nom de son Président, cette Commission a été mise en place en 1987 pour définir les critères à respecter pour le stockage profond des déchets radioactifs.

Commission Hare - Du nom de son Président, cette Commission a établi, pour le Canada, en 1977, les besoins pour le stockage profond des déchets radioactifs et a recommandé la recherche d'un site pour un stockage géologique.

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

Coques C7 – Coques cylindrique pour les déchets technologiques avec une fermeture par du béton renforcé par des fibres.

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

COREIS - Compagnie de Recherches, d'Investigations et de Sondages (87640 - RAZES).

CPA - Ciment PortlAnd renfermant au moins 95% de clinker (le clinker résulte de la calcination d'un mélange de calcaire et d'argile à 1450°C).

CREGU - Centre de Recherche sur la Géologie des matières premières Minérales et Energétiques - Nancy – (G2RME)

Crétacé - Age géologique du secondaire s'étendant sur une période comprise entre 135 et 65 millions d'années.

Creuset froid – Technique utilisant un creuset de fusion qui permet de fondre des produits solides tout en maintenant ses parois froides afin d'éviter les phénomènes de corrosion ; les parois sont refroidis à l'eau ; la fusion est réalisée à l'aide d'un courant induit ; le creuset comporte des secteurs séparés pour laisser passer l'induction créée par un champ électromagnétique.

CRIEPI - Central Research Institut of Electric Power Industry - Institut central de recherche de l'industrie de l'énergie électrique (Japon).

Cruas – Centrale nucléaire EDF située dans l'Ardèche dont la caractéristique est l'utilisation d'un combustible UOX appelé URE fabriqué à partir d'uranium de retraitement réenrichi par ultracentrifugation à un taux de 4,1 % ; 2 charges annuelles sont utilisées.

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

CSM - Centre de Stockage de la Manche - Centre de stockage de déchets radioactifs de catégorie A, géré par l'ANDRA (France) et actuellement fermé.

CSP – Centre de Stockage Profond.

CSSIN - Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaire (France).

CST-GD - Commission Scientifique et Technique pour les questions relatives à la Gestion des Déchets, créée en 1984, et est placée auprès du Conseil Scientifique du CEA ; elle jouait le rôle de conseil scientifique de l'ANDRA avant la loi du 30 décembre 1991 par laquelle l'ANDRA devint un EPIC.

C3P – Comportement à long terme des Colis dans les environnements du Champ Proche : qualifie un programme développé par le CEA dans le cadre de l'axe 2 et 3 de la loi de 1991.

Culots de fusion – Résidus de la fusion des cibles d'aluminium après avoir extrait le tritium (réacteurs célestins – Atelier de tritium de Marcoule).

Cyanex 301 – Ester dérivé d'un acide phosphinique avec substitution de deux atomes d'oxygène par le soufre ; c'est l'acide (2,4,4 triméthylpenthyl) dithiophosphinique de formule $(C_8H_{17})_2(SH)P=S$.

Cyanure – Sel de l'acide cyanhydrique (HCN) ; les sels d'alcalins sont toxiques comme le cyanure de potassium (KCN).

D2O – Eau lourde ; eau où l'hydrogène (H) est remplacé pour un de ses isotopes lourd, le deutérium (D).

DAIE - Demande d'Autorisation d'Implantation et d'Exploitation pour les laboratoires souterrains ; les conditions administratives pour ces demandes sont précisées dans l'arrêté du 16 juillet 1993 – Désigne généralement l'ensemble des documents soumis à l'enquête publique par l'ANDRA.

DAM - Direction des Applications Militaires du CEA.

DAMRI - Département des Applications et de la Métriologie des Rayonnements Ionisants de la Direction des Techniques Avancées du CEA.

DCC - Direction du Cycle du Combustible du CEA.

DDSN – Directeur Délégué à la Sûreté Nucléaire ; dépend du Haut-Commissaire à l'Energie Atomique responsable de la sûreté dans les Installations Nucléaires de Base Secrète (INB – S) dépendant du Ministère de la Défense et de l'Industrie.

Déchets - Au sens de l'article n°1 de la loi n° 75-633 du 15 juillet 1975 modifiée, est considéré comme un déchet tout résidu, d'un processus de production, de transformation ou d'utilisation, toute substance, matériau, produit ou plus généralement tout bien meublé abandonné ou que son détenteur destine à l'abandon.

Déchets de catégorie A - Déchets de faible et moyenne activité ne renfermant principalement que les émetteurs $\beta\gamma$ à vie courte ou moyenne (période ≤ 30 ans) et des émetteurs α en faible quantité ($\leq 3,7$ GBq/t ou 0,1 Ci/t limite de l'activité α après 300 ans).

Déchets de catégorie B - Déchets de faible et moyenne activité renfermant des émetteurs de longue période et notamment des émetteurs α en quantité importante ($> 3,7$ GBq/t ou 0,1 Ci/t en activité α , et en moyenne excepté pour des radionucléides spécifiques, < 370 GBq/t ou 10 Ci/t en activité $\beta\gamma$).

Déchets de Catégorie C - Déchets de haute activité renfermant des quantités importantes de produits de fission, d'activation et d'actinides. Ils génèrent souvent une énergie thermique notable. Ce sont principalement les déchets vitrifiés. Le combustible irradié appelé à être non retraité peut être également considéré comme un déchet de haute activité.

Les déchets de catégorie A sont normalement stockés en site de surface (Centre de Stockage de la Manche, Centre de Stockage de l'Aube) ; les déchets de catégorie B et C sont placés en entreposage et relèvent de recherches que l'on doit conduire dans le cadre de la loi du 30 décembre 1991.

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

Déchets tritiés mixtes - Déchets renfermant des quantités de tritium supérieures à l'acceptabilité en surface et renfermant également d'autres radionucléides (émetteurs β γ - α).

Déchets ultimes (loi 75.663 du 17/07/75 et 92.646 du 13/07/92) - " Est ultime au sens de la présente loi (92.646) un déchet, résultant ou non du traitement d'un déchet, qui n'est pas susceptible d'être traité dans les conditions techniques et économiques du moment, notamment par extraction de la part valorisable ou par réduction de son caractère polluant ou dangereux ". A compter du 1^{er} juillet 2002, les installations d'élimination des déchets par stockage ne seront autorisées à accueillir que des déchets ultimes ".

Déclassement d'une installation nucléaire - 3 étapes administratives sont nécessaires pour arriver au démantèlement final.

Le déclassement est prononcé à l'issu :

- de la Cessation Définitive d'Exploitation (CDE) : décision d'arrêt accompagnée de l'évacuation de tous les déchets d'exploitation,
- de la Mise à l'Arrêt Définitif (MAD) : correspond au niveau 1 de la classification de l'AIEA (voir niveaux de démantèlement),
- du DEMantèlement (DEM) selon les niveaux 2 ou 3 de la classification de l'AIEA (voir niveaux de démantèlement).

DECOVALEX - DEveloppement of COupled models and their VALidation against EXperiments in nuclear waste isolation. Projet coopératif impliquant 7 pays et 14 équipes de chercheurs sur le développement des modèles couplés et leur validation à partir d'expériences pour le confinement des déchets nucléaires.

Dégainage - Désigne l'opération qui consiste à séparer l'élément combustible de sa gaine (magnésium, zircaloy, inox...) ; désigne aussi l'atelier où s'effectue cette opération ; l'atelier de dégainage de Marcoule sert aujourd'hui d'entrepôt à certains déchets issus du dégainage (graphite, magnésium...).

DEM - DEMantèlement : programme de Marcoule pour l'Usine UP₁ qui sera consécutif à la mise à l'arrêt définitif qui a débuté en 1998.

Diamex - Procédé de séparation des actinides et des lanthanides utilisant comme extractant une diamine de la série des malonamides. Procédé utilisé à Atalante - Marcoule.

Diatomées - Algues unicellulaires entourées d'une coque siliceuse ; les massifs d'algues broyés sont utilisés comme matériaux de filtration (filtres à diatomées).

DIDPA - Diester dérivé de l'alcool dodécylrique et de l'acide orthophosphorique utilisé pour l'extraction des actinides et des lanthanides.

DIFFUZON - Code de calcul développé au CEA pour la modélisation phénoménologique ainsi que la prédiction dans le temps de la cinétique et des mécanismes de dégradation chimique des matériaux à base de liant hydraulique au contact d'une solution agressive.

DIFFU-CA – Code de calcul développé au CEA pour la modélisation simplifiée et la prédiction dans le temps de la cinétique et des mécanismes de dégradation chimique des matériaux à base de liant hydraulique au contact d'une solution agressive (chimie du calcium de la portlandite et des CSH).

DIMITRIO – Code de calcul pour modéliser les mécanismes d'altération des matrices verres (thermomécanique et chimique)

Dithiophosphinique – Molécule acide du type RR' (SH) P = S comportant deux atomes de soufre donneurs ; elles sont utilisées pour l'extraction des actinides et des lanthanides.

Diluant aliphatique – Qualifie un solvant qui ne renferme pas de molécules aromatiques sensibles aux rayonnements ionisants et ne présente pas d'instabilité thermique. Ce sont en général des hydrocarbures à longue chaîne.

DMDBTDMA – Malonamide utilisée pour l'extraction des actinides ; c'est le diméthyldibutyltétradécylmalonamide.

DOE - Department Of Energy - Département de l'Energie des Etats-Unis dont dépend l'office chargé de la gestion des déchets radioactifs d'origine civil (OCRWM) – Voir cet acronyme.

Dogger - Age géologique du secondaire appartenant au Jurassique moyen s'étendant sur une période comprise entre 180 et 154 millions d'années.

Domérien: sous-étage supérieur du Pliensbaschien qui est un étage stratigraphique du Jurassique inférieur [A. Opperl, 1858, stratotype défini à Pliensbach, Wurtemberg] regroupant le Carixien et le Domérien (âge : 194 à 187 millions d'années [Odin 1990-94]).

DOVITA – Dry reprocessing Oxide fuel Vibropac-Integral Transmutation of Actinides (procédé de retraitement par voie pyrométallurgique -dite voie sèche- des combustibles compactés par vibration pour une transmutation intégrale des actinides) . Ce procédé est développé par le RIAR de Dimitrovgrad (République Fédérale de Russie).

DPRE – Département de Protection de l'Environnement (IPSN).

DRN - Direction des Réacteurs Nucléaires du CEA.

DSIN - Direction de la Sûreté et des Installations Nucléaires dépendant conjointement des Ministères de l'Industrie et de l'Environnement.

DSM - Direction des Sciences de la Matière du CEA.

DTPA : Diéthylène Triamino Pentacétic Acid - Molécule complexante du plutonium utilisée pour faciliter l'élimination du plutonium du corps humain en cas de contamination interne.

EACL - Energie Atomique du Canada, Limitée - Voir en anglais AECL

EBR II - Experimental Breeder Reactor, 1964-1994 (réacteur rapide expérimental) Idaho Falls – USA.

ECDA – Entreposage et Conditionnement des Déchets Alpha ; bâtiment d'entreposage situé à Marcoule.

EDF - Electricité De France.

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

E.I.P. - Entreposage Intérimaire Polyvalent : installation d'entreposage en cours de construction à Marcoule pour accueillir l'ensemble des déchets B du site (déjà conditionnés ou qui le seront après reprise et traitement ainsi que les déchets de démantèlement) destinés au stockage géologique . L'autorisation de construction pour les premières alvéoles a été donnée le 7 août 1997 et sa date de mise en service est prévue pour fin 1998, début 1999 ; cette installation prévoit la construction successive de 16 modules environ.

EIS - Environmental Impact Statement : dossier d'impact sur l'environnement.

EL3 - Première pile expérimentale française d'énergie non nulle utilisant le CO₂ comme fluide caloporteur ; elle a fonctionné de 1957 à 1979 au CEA de Saclay.

EL4 - Prototype industriel de réacteur de puissance à eau lourde comme modérateur et caloporteur (EDF - CEA) 1966 - 1985 démantèlement en cours depuis 1994 - Brennilis.

ELAN II B - Installation implantée à La Hague qui a été utilisée pour la fabrication de sources scellées de césium, début du démantèlement en 1981.

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

Energy and Natural Resources Committee - Commission pour l'Energie et les Ressources Naturelles ; Commission du Sénat des Etats-Unis impliquée dans le domaine de l'énergie nucléaire et présidée par le sénateur MURKOWSKI.

ENRESA - Empresa Nacional de Residuos Radioactivos SA (Entreprise Nationale chargée des Déchets Radioactifs) - Espagne.

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

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

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

Entreposage convertible en stockage profond - C'est la désignation proposée par certains acteurs de la loi, pour le stockage géologique réversible ; les ouvrages construits à quelques centaines de mètres de profondeur seraient considérés durant la phase d'exploitation et jusqu'à la décision de la fermeture comme un entreposage qui serait transformé en stockage géologique après la décision de fermeture.

Epées (UNGG) - Barres de fer des réacteurs UNGG faisant office de barres de contrôle pour piloter la puissance du réacteur.

EPA - Environment Protection Agency - Agence de protection de l'environnement (Etats-Unis) - Elle est chargée d'établir les standards pour le stockage des déchets.

EPR - European Pressurized water Reactor - Projet franco-allemand, 1992

Equations de Navier – Stokes - Equations fondamentales de la mécanique des fluides.

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

ETLD – Entreposage de Très Longue Durée : qualifie un programme de recherche développé par le CEA dans le cadre de l'axe 3 de la loi de 1991.

Eutectique - mélange de sels dont le point de fusion est plus faible que celui de chacun des composants élémentaires.

EVEGAS – European Validation Exercise of GAS migration models through geological media - Exercice européen de validation des modèles de migration de gaz dans les milieux géologiques.

EVEREST - Evaluation of Elements Responsible for the Equivalent Doses Associated with the Final Storage of the Radioactive Waste. - Projet des Communautés Européennes ; exercices de sûreté pour évaluer l'impact des stockages géologiques des déchets nucléaires dans différents sites. Cet exercice s'est terminé en 1997.

EVT7 – Extension de l'Entreposage Verres de T7 ; cet entreposage pour les verres fabriqués à T7 (UP2 800) comporte actuellement 2 modules pouvant contenir chacun 2 160 colis de verres ; la place pour 12 modules est réservée. Cet entreposage est réservé aux verres dont la puissance thermique est inférieure à 1 kW/Colis.

Facteur de dose - Rapport entre la dose efficace engagée et l'activité incorporée par ingestion ou inhalation d'un radionucléide ; il est exprimé en Sv Bq⁻¹. Il dépend de l'âge. Les valeurs de référence sont données par la CIPR.

FA/MA - Expression désignant les déchets de Faible Activité et de Moyenne Activité.

Fangataufa – Atoll de Tuamotu en Polynésie Française ; site où se sont déroulés des explosions nucléaires aériennes puis souterraines.

FAST - Scénario de stabilisation du plutonium dans un parc constitué uniquement de réacteurs à neutrons rapides fonctionnant en mode incinérateur.

FEAT – Nom de la première expérience de Carlo RUBBIA au CERN en 1995 démontrant l'amplification d'énergie dans un système hybride.

FESEX – Full-scale Engineered Barrier EXperiment - expérimentation à échelle 1 d'une barrière ouvragées – essai mené dans le laboratoire du Grimsel - Suisse.

F.E.P. – Faits, Evènements et Processus : ces données sous forme de fiches sont utilisées pour la description des scénarios envisagés dans les évaluations et les analyses de sûreté.

Ferrocyanure – Sel complexe à base de cyanure et de fer divalent renfermant un anion de formule [Fe (CN₆)]⁴⁻. Dans l'industrie nucléaire le ferrocyanure de potassium est utilisé dans le traitement des effluents.

FI – Faiblement Irradiant – catégorie de déchets B définie pour l'entreposage CEDRA de Cadarache ; elle concerne principalement les déchets alpha.

Fils de selle – Fils en acier inoxydable utilisés pour assembler les chemises de graphites renfermant les éléments combustibles de certains réacteurs UNGG comme Chinon ou Vandellois (Espagne). Ces fils de selle enlevés avant le retraitement constituent des éléments très activés.

Filtres à iode - Filtres utilisés pour le piégeage de l'iode dans les usines de retraitement ; ils renferment généralement de l'iode 129 (émetteurs β à vie longue).

Fines de dissolution - Eléments métalliques provenant, d'une part du cisailage des éléments combustibles et, d'autre part, des résidus intermétalliques de la dissolution à l'acide nitrique (platinoïdes avec quelques traces d'oxydes de plutonium et d'actinides).

Fluence - Le nombre d'interaction par seconde dans un réacteur est égale au produit du flux (nombre de neutrons par cm^2 et par sec.) par la section efficace et le nombre de noyaux cibles atteints. La fluence est égale au nombre de neutrons qui ont bombardé une surface de 1 cm^2 durant un temps donné, appelé temps d'irradiation. Elle est égale au produit du flux par le temps d'irradiation exprimée en seconde.

Fluoration - Opération chimique qui consiste à transformer un élément ou un composé en fluorure. Cette opération s'effectue généralement à haute température.

FOCA - Argile largement répandue et actuellement étudiée pour constituer les barrières ouvragées. Argile extraite de la carrière de Fourges-CAhaignes qui lui a donné son nom FOCA.

FORPRO - Groupement de recherche entre le CNRS et l'ANDRA créé le 1^{er} Janvier 1998 pour les recherches à conduire dans les laboratoires souterrains de qualification (FORmation géologique PROfonde).

Fraction annuelle relâchée - Expression utilisée pour caractériser la quantité de radionucléides qu'un colis de déchets peut relarguer dans l'environnement dans des conditions définies de lixiviation (exprimée généralement en % de l'activité totale du colis).

Framatome - Société industrielle française spécialisée dans la construction des cuves pour les réacteurs nucléaires et dans l'ingénierie des centrales nucléaires.

FUKUSHIMA - Centrale nucléaire japonaise exploitée par la firme TEPCO, située sur la Côte Ouest ; elle devrait recevoir des combustibles MOX en 1999.

FZK - Forschung Zentrum Karlsruhe (Centre de recherche de Karlsruhe - Nouvelle appellation du KFK (KernForschung Karlsruhe) - Centre de recherche nucléaire de Karlsruhe - Allemagne.

GAMBIT-CLUB - Groupe de travail international réunissant les agences et organismes de Suède, Suisse, Finlande, Japon et France (ANDRA), pour l'analyse théorique des résultats expérimentaux sur les transferts de gaz à travers la bentonite.

GANIL - Grand Accélérateur National d'Ions Lourds : installation mixte CEA - CNRS - IN2P3 située à Caen, mise en service en 1983

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

G₁ - Premier réacteur de puissance française modéré au graphite refroidi au gaz et alimenté en uranium naturel - 1956 - 1980 (Marcoule).

G₂ - G₃ - Autres réacteurs du même type que G₁ - mise à l'arrêt en 1984 - début du démantèlement en 1991.

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

GEDEON - GEestion des DEchets par des Options Nouvelles. Groupement de recherche créé en janvier 1997 pour 4 ans entre le CEA, le CNRS et l'EDF pour l'étude des options innovantes dans le domaine de la gestion des déchets (systèmes sous-critiques assistés par un accélérateur, combustible à base de thorium).

GENEPI - Source intense de neutrons pulsés pour étudier la physique des milieux sous-critiques.

General Atomic - Société Industrielle des Etats-Unis qui a préconisé la mise en oeuvre d'un réacteur à métal liquide (voir ALMR).

Géotrap - Groupe de travail de l'OCDE consacré aux études de migration des radionucléides dans les milieux géologiques (Radionuclid Migration in Geologic Heterogeneous Media).

GEWÄHR - Nom du projet suisse de stockage en milieu granitique, jusqu'en 1993/1994 avec les exercices de sûreté associés. Il a reçu aussi la dénomination « garantie ».

Gonade - Glande sexuelle qui produit les gamètes et sécrète des hormones ; chez l'homme c'est l'un des organes considéré comme le plus radiosensible ; dans certains cas son irradiation peut provoquer des lésions et des mutations.

Gorleben - Site dans le sel en Basse-Saxe (Allemagne) retenu pour le stockage des déchets de haute activité ; au site de stockage sont associés un entreposage de colis de déchets (conditionnés et de combustibles usés) et une usine pour le conditionnement de combustibles usés d'une capacité de 100 t/an.

GRAY - Unité de mesure de dose absorbée lors d'une exposition à des rayonnements ionisants (symbole Gy), équivalent à la dose absorbée dans un élément de matière de masse 1 kilogramme auquel les rayonnements ionisants communiquent de façon uniforme une énergie de 1 joule, (ancienne unité : le rad = 0,01 Gy).

Greifswald - Site d'entreposage de surface de combustibles irradiés et de déchets de démantèlement ; ancien site de réacteurs (ex RDA) en cours de démantèlement - Allemagne.

GREGU - Centre de Recherches sur la géologie des matières premières minérales et énergétiques - VANDOEUVRE-LES-NANCY.

Granodiorite - Roche cristalline appartenant à la famille des granites.

Graphite - Matériau à base de carbone artificiel utilisé dans la filière UNGG (uranium naturel - graphite - gaz) ; en tant que déchet il renferme des quantités notables de tritium et de carbone 14 ; il ne peut être actuellement stocké en surface.

Grimsel - Laboratoire méthodologique situé dans le granit (galerie d'une usine hydroélectrique étendue à l'aide de plusieurs galeries secondaires) dans le massif de l'Aar - Gothard - Suisse.

GSF - Gesellschaft für Strahlen und Umweltforschung mbH - Société pour la recherche sur les radiations et l'environnement - Allemagne.

G.S.I. - Gesellschaft für SchwerIonenforschung - Société pour la recherches des ions lourds à Darmstadt - Allemagne.

Hanford - Site nucléaire situé dans l'Etat de Washington aux Etats-Unis ; ce site créé en 1940 est un des principaux centre de production de plutonium militaire (9 réacteurs de production, 8 usines de retraitement). Ce site fait l'objet d'un assainissement en raison du grand nombre de déchets entreposés.

HAO - Haute Activité Oxydes - Atelier de retraitement des combustibles de réacteurs à eau sous pression. Mise en service en 1976 (Cogema La Hague).

HAVL - Haute Activité à Vie Longue.

HDEHP - Diester des alcools éthylique et hexylique et de l'acide orthophosphorique utilisé pour l'extraction des actinides et des lanthanides.

He 3 - Hélium 3 ; isotope de l'hélium descendant du tritium (H_3) ; il est utilisé pour la mesure du tritium dans les colis de déchets.

Hématite - Minerai de fer constitué d'oxyde de fer trivalent.

Hétérocycle – Famille de molécules aromatiques comportant des enchaînements d'atomes différents par exemple de carbone et d'azote...

Hétéropolyanion – Famille d'anions polymères présents en solution aqueuse qui comportent en général deux éléments associés à des atomes d'oxygène et des groupements hydroxyles (OH) comme les phosphotungstates ($P_2W_{17}O_{61}^{10-}$). La polymérisation conduit à des oxoanions monomères. Ils complexent les actinides tétra et hexavalents et les stabilisent.

Hettangien - Etage géologique appartenant au Jurassique inférieur âgé de 200 millions d'années.

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

Homogénéisation – Terme utilisé en simulation mathématique pour désigner l'élimination des petites échelles par des méthodes de moyenne ; il ne subsiste alors dans le code que les grandes échelles (paramètres dominants).

HRB – Hall de Recherche de Beaumont : hall pour les essais de développements technologiques de SGN (Société Générale Nucléaire) situé à Beaumont-Hague.

HRL – Hard Rock Laboratory – Laboratoire en roche cristalline à Äspö (Suède).

HTO – Eau partiellement tritiée (3H).

Hydrazine – Composé basique de formule $(NH_2)_2$ utilisé comme composant oxydant dans le traitement des effluents nucléaires, en particulier des nitrites que l'on transforme en nitrates.

Hydroxyapatites - Apatites de type particulier sur lesquelles sont greffés des groupements hydroxyles qui augmentent la sorption de certains éléments.

ICPE - Installation Classée pour la Protection de l'Environnement.

ICP-MS – Inductively Coupled Plasma – Mass Spectrometry : appareillage de mesure basé sur le principe d'une dissociation des composés et d'une excitation des ions par un plasma analysé par spectrométrie de masse ; cet appareillage permet l'accès à la mesure isotopique de beaucoup d'éléments à vie longue.

IFP – Institut Français du Pétrole.

IFR - Integrated Fast Reactor - projet intégré, développé à Argonne National Laboratory (Etats-Unis), constitué d'un réacteur à neutrons rapides, à combustible métallique et de l'atelier retraitement utilisant le procédé de séparation par pyrométallurgie.

IFRC - Integral Fast Reactor Cycle : cycle du combustible associé à l'IFR.

ILL – Institut Lauve Langevin installé à Grenoble et qui exploite le réacteur à haut flux.

Illite - Minéral appartenant au groupe des argiles.

Imidazole – Hétérocycle azoté utilisé en extraction par solvant (atome d'azote donneur).

INB - Installation Nucléaire de Base

INBS – Installation Nucléaire de Base Sécète ; installation dépendant du Ministère de la Défense, et de l'Industrie.

INCA - Système dédié à l'INCinération par Accélérateur (ou des Actinides) ; (programme développé par le CEA/DSM).

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

IN2P3 - Institut de Physique Nucléaire et de Physique des Particules (France). Institut du CNRS chargé des recherches dans le domaine cité dans son intitulé.

Infratoarcien - Couche géologique située sous la formation du Toarcien appartenant au Jurassique inférieur et âgé de 180 millions d'années. Cette formation est présente sur le site de la Vienne et renferme un aquifère.

Interrogation neutronique - Technique de mesure permettant de quantifier la masse d'actinide contenue dans un objet par le comptage des neutrons émis lors des fissions induites par des neutrons issus d'une source interrogatrice.

Iodoapatite - Espèce d'apatite renfermant de l'iode dans sa constitution.

IPC - Institut de Physique et Chimie de l'Académie des Sciences (Moscou - Fédération de Russie).

IPN - Institut de Physique Nucléaire du CNRS IN2P3 d'Orsay.

IPSN - Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire.

IPHI - Injecteur de Protons à Haute Intensité ; tête d'accélérateur développé dans le cadre des systèmes hybrides.

ISAAC - Interrogation sur les Systèmes sous-critiques Alimentés par Accélérateurs (programme développé par CEA/DRN) - Repris par le GdR Gédéon.

ISAI - Installation de Surveillance des Assemblages Irradiés ; mise en service en 1991 et située à proximité d'Atalante ; c'est la cellule d'entrée des assemblages entiers de combustibles - CEA - MARCOULE.

ISN - Institut des Sciences Nucléaires - Grenoble (CNRS-IN2P3).

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

JAERI - Japon Atomique Energy Research Institute - Institut japonais de recherches sur l'énergie atomique.

JEPP - Jours Equivalents Pleine Puissance ; c'est l'unité adoptée pour calculer les durées d'irradiation des combustibles dans les réacteurs.

J.N.F.L - Japon Nuclear Fuel Limited - Société des combustibles nucléaires du Japon.

JOYO - Réacteur expérimental à neutrons rapides de PNC au Japon.

Juchlistock - Sommet montagneux du massif de l'Aar - Gothard situé dans l'Oberland Bernois où se trouve le laboratoire de Grimsel - Suisse.

KAERI - Korea Advanced Energy Research Institut - Institut de recherches avancées sur l'énergie - Corée du Sud.

KALIMER - Korean Advance Liquid Metal Reactor : réacteur prototype refroidi au métal fondu de Corée.

KANZAI - Compagnie d'électricité de l'Ouest du Japon (Kyoto - Osaka)

Kara - Mer de l'Océan Arctique dans laquelle plusieurs sous-marins russes ont été immergés.

KASHIWAZAKI-KARIVA – Centrale nucléaire japonaise située sur la Côte Ouest, et exploitée par la firme TEPCO ; elle devrait recevoir des combustibles MOX en 2000.

Kd - Caractérise le partage d'un élément entre phase solide et une phase liquide. Valeur du rapport entre la quantité de l'élément par unité de poids de solide à la concentration de l'élément en solution. Le Kd dépend de la quantité totale de l'élément au-delà d'une certaine limite, mais il dépend souvent de la façon dont on sépare les 2 phases.

KFA – KernForschungsAnlage Jülich GmbH – Etablissement de recherche nucléaire de Jülich – Allemagne.

KFK – KernForschungszentrum Karlsruhe GmbH – Centre de Recherche Nucléaire de Karlsruhe – Allemagne – Voir FZK.

Khlopin – Institut de recherche situé à St-Petersbourg – dépend du Ministère de l'Energie Atomique (Fédération de Russie).

Kimmeridgien - Formation du Jurassique supérieur.

KKN – Réacteur à neutrons rapides installé à Karlsruhe - Allemagne.

KNGR – Korean New Generation Reactor (réacteur coréen de nouvelle génération ; il s'agit d'un REB conçu par la Combustion Engineering (firme coréenne).

KNK – Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage Karlsruhe. Installation de réacteur rapide de 20 MWé refroidi par le sodium de Karlsruhe – Allemagne.

KONVOI - Réacteur utilisé pour le développement de l'EPR, concept de sûreté du réacteur allemand équivalent du réacteur N4 français de 1450 MWé.

Konrad – Site retenu pour le stockage des déchets de moyenne activité en Allemagne (déchets B) ; l'autorisation est en cours d'examen ; c'est une ancienne mine de fer située près de Salzgitter.

KSNP – Réacteur construit par la Corée.

Kurchatov – Institut de recherche russe situé dans la région de Moscou.

Lacolithique – Adjectif désignant les laccolites qui sont des intrusions magmatiques en forme de coupole au sein d'une masse rocheuse reliée au magma sous-jacent par une cheminée verticale.

LANL – Los Alamos National Laboratory (Laboratoire National de Los Alamos)

Lanthanide – Désigne chacun des 14 éléments ou la famille appartenant à la série de transition interne, dont le premier est le lanthane ; les numéros atomiques sont compris entre 57 (lanthane) et 71 (lutétium).

LAMPRE - Los Alamos Molten Plutonium Reactor Experiment (réacteur expérimental fonctionnant avec un combustible de base de plutonium en sel fondu).

LDCA - Limite Dérivée de Concentration d'un radionucléide dans l'Air qui conduit à une dose d'exposition de 1 mSv/an pour l'homme standard adulte du public. (DAC en anglais)

Le Bouchet – Site nucléaire sur la commune de Itteville dans l'Essonne – Ancienne usine de production d'uranium du CEA fermée en 1979 ; le site a été réhabilité fin 1993.

LECA – Laboratoire d'Examens de Combustibles Actifs (examens destructifs et non destructifs d'éléments combustibles et matériaux irradiés provenant de réacteurs de puissance) - Cadarache.

LEMI - Laboratoire d'Etudes Méthodologique et Instrumentale : dénomination des laboratoires d'études et d'essais qui n'ont pas vocation de qualifier un site de stockage comme celui de Tournemire.

LIXIVER - LIXiviation des VERres - Code de calcul utilisé pour évaluer l'altération des verres nucléaires en condition de lixiviation.

LLNL - Lawrence Livermore National Laboratory (Laboratoire National de Livermore)

Ln - Abréviation pour désigner les lanthanides.

Lodève - Site d'extraction minier pour l'uranium situé dans l'Hérault en France ; la cessation d'exploitation est en cours ; dans ce site on rencontre des bitumes qui ont fait l'objet de recherches pour les analogues naturels.

Los Alamos - Centre de recherche nucléaire aux Etats-Unis pour les applications civiles et militaires (LAL - Los Alamos Laboratory).

LSD - Local Slowing Down : spectre localement modéré par le ralentissement des neutrons.

LURE - Laboratoire pour l'Utilisation du Rayonnement Electromagnétique - Laboratoire mixte CEA/CNRS situé à Orsay.

MA - Sigle générique pour désigner les malonamides ; la molécule la plus étudiée est la diméthylidibutyltétradécylmalonamide ((DMDBTDMA), molécule utilisée pour l'extraction des actinides.

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

Macrocycle - Famille de molécules cycliques qui comportent de nombreux sites d'atomes donneurs.

MAD - Mise à l'Arrêt Définitif ; c'est une des premières phases des opérations de démantèlement d'une installation nucléaire.

Malonamides - Molécules à base d'amide de sigle générique M.A. utilisées pour l'extraction des actinides.

MAR 400 - Marcoule 400 tonnes - Opération CEA de dégainage des combustibles UNGG à Marcoule - 1983 - Appellation de l'atelier correspondant.

Martensitique - Désigne une classe d'acier qui possède une phase de martensite obtenue grâce à un traitement thermique ; la martensite est un composant de l'acier résultant du trempage.

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

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

Matrice - Matériau utilisé dans le conditionnement des déchets nucléaires pour confiner les radionucléides vis-à-vis de la lixiviation.

MELODIE - Modèle d'Evaluation à Long terme des Déchets Irradiants Enterrés. Code de calcul utilisé par l'IPSN pour évaluer l'impact à long terme d'un stockage géologique.

MENRT – Ministère de l'Education Nationale, de la Recherche et de la Technologie. La Direction Technologique de ce ministère est en charge des problèmes relatifs à la loi du 30 décembre 1991.

Messinienne - Qualifie la crise qui a eu pour origine la fermeture du Déroit de Gibraltar ; l'assèchement progressif de la Méditerranée a eu pour conséquence le creusement par les fleuves, dont le Rhône, de vallées (rias) profondes.

Métal lourd - Appellation qui désigne l'uranium et le plutonium dans les combustibles nucléaires.

M.I. – Moyennement Irradiant : catégorie de déchets B définie pour l'entreposage CEDRA de Cadarache ; elle concerne principalement les déchets renfermant des émetteurs $\beta\gamma$ comme ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{60}Co .

MIMICC - Module Instrumenté Multidimensionnel d'Investigation pour les Codes Couplés chimie - transport installé au CEA/DAMRI à Grenoble. Installation pour étudier la rétention des radionucléides et qualifier les codes de migration en 2 dimensions par des matériaux.

MINATOM – Ministère de l'Energie Atomique, Fédération de Russie.

Mine du Palladium – Désigne les trois métaux dont les caractéristiques physico-chimiques sont quasiment identiques : palladium (Pa), ruthénium (Ru), rhodium (Rh).

Mine du Platine - Désigne les quatre métaux qui sont le ruthénium (Ru), le rhodium (Rh), le palladium (Pd) et l'iridium (Ir) qui accompagnent le platine dans ses minerais.

Miocène - Série géologique du tertiaire datée de 23,5 à 5,3 millions d'années.

MIX1 - Scénario pour un parc comportant des réacteurs REP + RNR en vue du recyclage du plutonium.

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

Monazite - Minerai de thorium composé d'orthophosphates de thorium, terres rares et uranium ; constitue une matrice candidate pour le conditionnement des déchets.

Mont-Terri - Site d'un laboratoire souterrain méthodologique dans une formation argileuse en Suisse.

Morsleben – Site de stockage de déchets de faible activité dans une formation saline ; mis en exploitation en 1981 (ex RDA), ce site est exploité actuellement par la République Fédérale d'Allemagne avec une autorisation allant jusqu'en 2000 (profondeur 500 m environ).

MOX - Métal Oxyde - Combustible nucléaire mixte à base d'oxyde d'uranium appauvri et d'oxyde de plutonium issu du retraitement. Première charge en novembre 1987 dans le réacteur B1 de Saint-Laurent-des-Eaux. Actuellement 20 réacteurs d'EDF sont autorisés à utiliser ce combustible.

Moxage - Qualifie l'opération qui consiste à introduire du combustible MOX dans un réacteur.

MPDA – Mines de Potasse D'Alsace.

MTR – Materials Testing Reactor – Réacteur d'essai de matériaux.

Mururoa – Atoll des Tuamotu en Polynésie Française ; site où se sont déroulés des explosions nucléaire aériennes puis souterraines. Actuellement des déchets nucléaires solides et technologiques sont stockés dans deux puits.

N4 - Réacteur à eau sous pression de puissance 1 450 MWé similaire à Konvoi en Allemagne (premier palier construit à Chooz et Civaux).

NAGRA-CEDRA - Nationale Genossenschaft für die Lagerung Radioaktiver Abfälle. (Coopérative nationale pour l'Entreposage des Déchets Radioactifs - CEDRA) - Suisse.

Néphéline - Composé naturel ; silico-aluminate de sodium et de potassium ; peut être élaboré artificiellement par calcination à partir d'un mélange d'oxydes minéraux et d'argile ; ce mélange peut être utilisé pour le conditionnement de déchets nucléaires.

NERSA - Centrale Nucléaire Européenne à neutrons Rapides S.A. (Consortium exploitant Superphénix).

Network - Désigne un réseau de laboratoires d'intercomparaison par exemple pour les mesures non destructives, pour l'analyse de composants...

Nevada test site - Site utilisé dès 1944 par les Etats-Unis pour tester les engins nucléaires (explosions nucléaires aériennes puis souterraines).

NEWPART - NEW PARTionning Techniques (Nouvelles techniques de séparation) ; appellation d'un ensemble d'études menées dans le cadre du 4^{ème} PCRD de l'Union Européenne et coordonnées par la France (CEA).

NIE - Non Immédiatement Evacuable - appellation des déchets issus du retraitement placé en entreposage dans l'attente du stockage géologique.

Niveau de démantèlement - La France a retenu les trois niveaux de déclassement des installations nucléaires proposées par l'AIEA.

Les trois niveaux de démantèlement d'une installation sont définis comme suit :

- **Niveau 1** (Fermeture sous surveillance) – Enlèvement des matières nucléaires et fluides radioactifs. Traitement, conditionnement et envoi des déchets et effluents technologiques vers un centre de stockage. Isolement des matériaux radioactifs restant par le maintien en l'état des différentes barrières d'étanchéité. Systèmes d'ouverture et d'accès verrouillés. Contrôle de la radioactivité à l'intérieur et dans l'environnement. Inspections et contrôles techniques garantissant le bon état de l'installation.
- **Niveau 2** (libération partielle et conditionnelle du site) – Zone confinée réduite à son minimum. Parties facilement démontables enlevées. Aménagement (renforcement) de la barrière d'étanchéité externe et de la protection contre les rayonnements de façon à réduire la surveillance pendant une période plus ou moins longue, à l'intérieur de l'enceinte de confinement. Maintien de la surveillance de l'environnement et vérification des parties scellées.
- **Niveau 3** (libération totale et inconditionnelle du site) – Ce niveau correspond au démontage complet de l'installation. Il se traduit par l'évacuation de tous les matériaux et équipements d'activité significative. La décontamination des parties restantes, en dessous du seuil nécessitant des précautions particulières est effectuée. Aucune surveillance, inspection ou vérification n'est jugée nécessaire : le site est réutilisable sans restriction.

NMC - Nouvelles Matrices de Conditionnement ; programme du CEA de l'axe 3 qui regroupe toutes les études sur les matrices nouvelles de conditionnement.

NOMADE - NOuvelles Matrices DEchets : Groupement de Recherche en cours de création entre le CEA et le CNRS pour l'étude des nouvelles matrices.

NPI - Nuclear Power International - Société filiale de Framatome et Siemens.

NPZ - Abréviation pour Natrium Phosphate Zirconium ; il s'agit d'orthophosphate de sodium et de zirconium pouvant servir de matrice de conditionnement pour les déchets (voir NZP).

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

NRI - Nuclear Research Institute - Institut de recherche nucléaire - République Tchèque.

NUHOMS - Nutech Horizontal Modular Storage : stockage modulaire horizontal de la société Nutech (Etats-Unis).

NWTRB - Nuclear Waste Technical Review Board - Commission d'évaluation technique des déchets nucléaires (Congrès, Etats-Unis).

NZP - Orthophosphate mixte de sodium et de zirconium [$\text{NaZr}_2(\text{PO}_4)_3$] - (voir NPZ).

OASIS - Outil d'Analyse de Sûreté pour Ingénierie des Stockages développé par l'ANDRA. Code 1 D permettant la modélisation de la migration des radionucléides.

Objectif de sûreté de la gestion des combustibles usés et de la gestion des déchets radioactifs - La Convention commune signée le 5 septembre 1997, fixe comme objectif de faire en sorte qu'à tous les stades de la gestion du combustible usé et des déchets radioactifs, il existe " des défenses efficaces contre les risques potentiels afin que les individus, la société et l'environnement soient protégés, aujourd'hui et à l'avenir, contre les effets nocifs des rayonnements ionisants, de sorte qu'il soit satisfait aux besoins et aux aspirations de la génération actuelle sans compromettre la capacité des générations futures de satisfaire les leurs ". (Convention commune sur la sûreté de gestion des combustibles usés et sur la sûreté de gestion des déchets radioactifs signée le 5 septembre 1997).

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

OCRWM - Office of Civilian Radioactive Waste Management - Service de gestion des déchets radioactifs d'origine civile (DOE, Etats-Unis).

Okelobondo - Réacteur fossile situé au Gabon près de Franceville ; lieux dits de la mine d'uranium.

Oklo - Réacteur fossile situé au Gabon ; il est utilisé pour les recherches sur les analogues naturels (migration et rétention des radionucléides) ; ce réacteur fossile a fonctionné il y a deux milliards d'années.

OMEGA - Option Making Extra Gains From Actinides - Programme sur les options permettant de valoriser les actinides et les produits de fission. Programme de recherche à long terme de grande ampleur décidé par le Japon en 1988.

OMS - Organisation Mondiale de la Santé.

Once-through - Expression utilisée pour désigner un passage unique d'un combustible en réacteur (sans recyclage) ou en cycle ouvert (c'est-à-dire sans retraitement).

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

OPECST - Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques, office créé pour l'évaluation des travaux, recherches et stratégies importantes ; elle évalue les programmes nucléaires et a produit déjà plusieurs rapports d'évaluation ; les derniers, rédigés respectivement par Christian BATAILLE, sur la gestion des déchets de haute activité, Claude BIRRAUX sur l'évaluation des systèmes hybrides ont été publiés le 20 mars 1995 et le 2 avril 1997. Le rapport de GALLEY-BATAILLE sur l'aval du cycle nucléaire a été publié en juin 1998.

OPHELIE – maquette testée dans le cadre du projet PRACLAY à Mol ; maquette instrumentée de 40 tonnes pour tester le comportement des barrières ouvragées de voisinage dans le site de Mol (Belgique).

OREOX – Operation Reprocessing OXyde – Mise en œuvre du retraitement de combustibles oxydes – Programme d'étude en cours en Corée pour le retraitement des combustibles CANDU (association avec EAEL).

Osiris – Réacteur expérimental d'irradiation. (Recherche et production de radio-isotopes) CEA Saclay.

OVH - Oxydation par Voie Humide ; procédé mis au point pour détruire des déchets renfermant notamment des composés organiques (voir oxydation par voie humide).

Oxfordien - Etage géologique appartenant au Jurassique supérieur âgé de 150 millions d'années.

Oxydation par voie humide - Technique de traitement de déchets organiques où l'eau portée à haute température et à haute pression devient un solvant pour toutes les molécules organiques et l'oxygène. L'oxydation est dite supercritique lorsque la température atteint ou dépasse 500°C et la pression 30Mpa. Il résulte de cette oxydation du CO₂ et de l'eau ainsi que les sels minéraux, généralement insolubles.

PAAG – Performance Assessment Advisory Group : groupe de travail pour l'évaluation des performances des analyses de sûreté des stockages de l'OCDE.

PAC - Programme d'Acquisition des Connaissances ; ce programme concerne SUPERPHENIX comme outil de recherche dont l'évaluation a été effectuée par la Commission CASTAING créée le 11 septembre 1995.

PACE - Programme Aval du Cycle Electronucléaire. Ce programme fédère au niveau du CNRS, les travaux menés dans les 3 groupements de recherche (PRACTIS, GEDEON, FORPRO) dans lequel le CNRS est impliqué.

PALADIN – Partition des Actinides et des Lanthanides par des extractants Acide, des Diamides et des complexants Incinérables – Procédé développé à Marcoule dans le cadre du concept SANEX (Selective ActiNide EXtraction).

PCRD - Programme Commun de Recherche et Développement : sigle utilisé pour désigner les programmes pluriannuels de l'Union Européenne. En matière d'Energie Nucléaire, le 5ème PCRD débute en 1998 et dure jusqu'en 2002.

Pechblende - Minerai d'uranium constitué d'un mélange d'oxydes d'uranium dont l'uraninite (UO₂).

PEGASE - Programme de la communauté européenne sur les mécanismes de production et de transfert de gaz à proximité d'un stockage de déchets radioactifs en formation géologique profonde ; le programme PEGASE s'est déroulé de 1990 à 1994. Depuis, la poursuite est réalisée dans le cadre du projet PEGASUS de la Communauté.

Pegase – Première pile française spécialisée dans les essais en vraie grandeur des éléments combustibles de la filière UNGG (1963-1975) CEA Cadarache. Transformée en installation d'entreposage de combustibles irradiés et de déchets.

PEHD – PolyEthylène Haute Densité – matériau utilisé dans la couverture du centre de la Manche pour la protection contre les eaux d'infiltration.

Pentavalent – (Multivalent) ; la valence est une caractéristique chiffrée qui affecte un élément en relation avec sa structure électronique dans les différentes formes ou espèces chimiques. Cette valence indique le degré d'oxydation d'un ion.

Perovskite – Appellation de l'oxyde mixte de calcium et de titane [CaTiO₃].

Persulfate – Anion de formule $S_2O_8^{2-}$ renfermant un groupement peroxy (-O-O-) et du soufre à la valence 6. Le pouvoir oxydant est dû aux oxygènes du type peroxyde.

PF - Produits de Fission.

PFVL – Produits de Fission à Vie Longue.

Phébus – Réacteur et boucle d'essais permettant d'effectuer des expériences représentatives de conditions accidentelles d'un réacteur à eau sous pression ; par exemple sur la fusion d'assemblages (PHEBUS PF).

PHENIX - Réacteur prototype à neutrons rapides, 250 MWe, refroidi au sodium, installé à Marcoule (géré par EDF et CEA), 1973. Les verres fabriqués à partir de combustibles usés des réacteurs rapides portent également la dénomination « Phénix ».

Phosphinique (acide) – Famille de molécules à base d'acide phosphorique ayant 2 atomes d'oxygène donneurs. Elles sont utilisées dans l'extraction par solvant.

Phosphonique (acide) – Famille de molécules acides (diacides) à base d'acide phosphorique ayant 3 atomes d'oxygène donneurs. Elles sont utilisées dans l'extraction par solvant.

Phosphorique (acide) – Triacide courant de formule $(OH)_3PO$ d'où dérive de très nombreux réactifs utilisés en extraction par solvant.

Photochimie – Branche de la chimie qui étudie les effets chimiques de la lumière (effets de la lumière et des rayonnements non ionisants sur les réactions chimiques).

PIC - Programmes d'Intérêt Commun ; ces programmes concernent les recherches communes entre CEA et COGEMA pour l'aval du cycle du combustible et plus spécialement les recherches liées au retraitement ; ces programmes sont co-financés.

PIVER – Pilote de vitrification de produits de fission 1969 – 1973 – Marcoule.

Platinoïde – Désigne chacun des métaux de la mine de platine (palladium, iridium, rhodium, ruthénium).

Plasma d'arc – Voir torche à plasma

Plasma d'arc transféré – Voir torche à plasma

PNC - Power reactor and Nuclear fuel development Corporation - Société pour le développement et la recherche de l'énergie nucléaire – Depuis le 1^{er} octobre 1998, cette entité est devenue la « Japan Nuclear Cycle Development Institute (JNC) au Japon.

Polyaminocarboxylique (acide) – Famille de molécules aliphatiques comportant des fonctions acide organique $COOH$ et des atomes d'azote ; l'EDTA (éthylènediaminetétraacétique) souvent utilisé possède des propriétés de complexation.

Polyphosphinique – Molécule qui comporte plusieurs groupements phosphinique (voir phosphinique).

Portlandite – Nom de l'hydroxyde de calcium $Ca(OH)_2$; expression utilisée pour les bétons.

ppb - Parts Per Billion (Partie par milliard). - quantité exprimée en 10^{-9} .

ppm - Partie Par Million. – quantité exprimée en 10^{-6} .

PRACTIS - Groupement de recherche entre le CNRS, l'ANDRA, le CEA et l'EDF portant sur la physico-chimie des actinides et autres radioéléments en solution et aux interfaces.

PRACLAY - Preliminary demonstration test for CLAY disposal of highly RAdioactive waste - test de démonstration préliminaire pour le stockage de déchets hautement radioactifs dans l'argile ; c'est un test de démonstration pour le comportement d'une barrière argileuse de voisinage ; l'essai est mené dans le site de MOL.

Précambrien - Formations géologiques antérieures à l'ère primaire, c'est-à-dire antérieures à 600 millions d'années.

PREDIVER - Codes de calcul de l'altération d'un bloc de verre échelle 1 dans le temps en fonction des principaux paramètres de stockage (CEA/DCC).

Principe de précaution - est défini comme " l'obligation pesant sur le décideur public ou privé de s'astreindre à une action ou de s'y refuser en fonction du risque possible ". (Conseil d'Etat, rapport public 1998. Etudes et documents n° 49. La Documentation française P. 256).

Processus de capture et de fission - Il existe deux réactions nucléaires dominantes induites par les neutrons dans un réacteur :

- la capture qui conduit à transmuter le noyau de (A,Z) dans le même élément de masse supérieure (A+1,Z) avec émission de photons,
- la fission qui casse certains noyaux dits fissiles (U-235, Pu-239 par exemple) en deux fragments de fission avec production de neutrons (généralement entre 2-3) et d'énergie (environ 200 MeV).

Probabilité d'occurrence - Est définie comme dans le langage usuel - Probabilité pour qu'un événement se produise.

Propulsion navale - Cette expression désigne l'ensemble des combustibles irradiés utilisés par les bâtiments de la marine (actuellement les sous-marins, ultérieurement le porte-avions Charles de Gaulle).

PSI - Paul Scherrer Institut (Suisse). Centre d'études et de recherches dans le domaine nucléaire à Würenlingen.

PURETEX - Programme à moyen terme, pour des applications réalisables dans les usines existantes en utilisant les technologies et les procédés actuels avec trois objectifs : amélioration de la séparation du plutonium, mise au point de la première étape de séparation du neptunium, et réduction du volume et de l'activité des déchets B (CEA/DCC, France).

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

PYREX - Procédé de séparation de radioéléments présents dans les solutions de produits de fission par voie pyrochimique.

Pyrochimie - Branche de la chimie qui utilise la haute température et exclut donc toutes formes de solutions aqueuses (hydrochimie). Les réactions concernées sont du type acide-base ou redox dans les sels fondus.

QUANTISCI - Bureau d'études international du secteur de l'environnement, spécialisé dans le conseil et la modélisation appliquée au stockage des déchets radioactifs (Melton Mowbray, UK).

Queusot - Espèce d'embout produit lors du dégainage du combustible des réacteurs UNGG qui comporte un morceau de la gaine de magnésium et une petite tranche de l'élément combustible (graphite, araldite) qui servait à bloquer l'élément combustible dans le réacteur pour empêcher le fluage.

R7T7 – Ateliers de retraitement n° 7 - Ateliers de vitrification des déchets de haute activité de Cogema, 1989 (La Hague). R7 pour l'usine UP₃ – T₇ pour l'usine UP₂ 800 et appellation du verre fabriqué.

Radar – Appareillage de télérepérage basé sur l'émission par impulsions de courte durée de faisceaux d'ondes radioélectriques qui, après réflexion contre un obstacle, retournent vers un récepteur.

Dans les laboratoires souterrains cette technique à deux utilisations principales : la détection à distance des failles (technique radar normale) et la cartographie des failles (technique de tomographie radar associée à une imagerie).

Radiotoxicité potentielle - Est définie par la dose résultante que recevrait un homme s'il ingérait tous les radionucléides que contient un déchet. Elle s'exprime donc en Sv (sievert).

RADWASS – RADioactive Waste Safety Standards Program – Groupe de travail qui établit les standards de sûreté pour la gestion des déchets radioactifs (AIEA – Vienne).

RAPSODIE – RAPides SODIum – Première pile d'études pour la filière des réacteurs à neutrons rapides de 20 MWé en 1967, portée à 40 MW en 1970, arrêt en 1982, fin du démantèlement en cours – CEA – CADARACHE.

RBMK – Reaktor Bolshoi Moshchnosti Kanalnye – Réacteur de puissance russe à tube de force, refroidi à eau ordinaire et modéré par du graphite (Fédération de Russie).

RCD – Reprise Conditionnement des Déchets ; c'est l'un des programmes d'assainissement de COGEMA Marcoule qui concerne la reprise des déchets anciens sur l'ensemble du site.

Recyclage hétérogène - Désigne un mode de recyclage dans lequel les produits à recycler (actinides mineurs, plutonium) sont introduits à une teneur élevée dans des éléments de combustibles distincts des éléments standards du réacteur. C'est le cas par exemple du recyclage actuel du plutonium sous forme de MOX dans certains réacteurs du parc.

Recyclage homogène - Désigne un mode de recyclage dans lequel les produits à recycler (actinides mineurs, plutonium) sont mélangés, à une faible teneur dans la totalité des éléments de combustibles standards du réacteur.

REB – Réacteur à Eau Bouillante

REP - Réacteur à Eau sous Pression.

REP à haut taux de combustion - Aujourd'hui le taux de combustion moyen est de 33000 MWJ/t ; certains combustibles du parc REP pourront atteindre 40 000 MWJ/t ou plus ; dans ce cas ils sont à haut taux de combustion.

Résine – Terme générique désignant un composé macromoléculaire naturel ou synthétique (résines échangeuses d'ions).

RFS - Règle Fondamentale de Sûreté émise par la Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires (DSIN) - Ministère de l'Industrie et de l'Environnement.

RFS I.2. – Règle Fondamentale de Sûreté pour l'architecture et la conception des sites de surface.

RFS III.2.e. - Règle Fondamentale de Sûreté pour les stockages de surface (colis, activité).

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

RHF – Réacteur à Haut Flux ; réacteur de recherche modéré à l'eau lourde qui est installé à Grenoble (Institut Lauve Langevin).

RIAR - Research Institute of Atomic Reactor à Dimitrovgrad (République Fédérale de Russie).

RJH - Réacteur Jules Horowitz – futur réacteur de recherche qui sera implanté à Cadarache (mise en service prévue en 2006).

RMA - Rapport de Modération Accrue.

RNR - Réacteur à Neutrons Rapides. Egalement appelés surgénérateurs.

Rokkasho-Mura - Usine de retraitement en construction dans le Nord du Japon ; d'une capacité de 800 tonnes/an, elle devrait entrer en fonctionnement en 2003.

RWMC - Radioactive Waste Management Committee : Comité de la gestion des déchets radioactifs de l'OCDE/AEN.

SANEX - Selective ActiNides EXtraction - Extraction sélective des actinides. Procédé en cours de mise au point au CEA à Marcoule.

S.A.P. - Service de l'Atelier Pilote qui exploite l'atelier pilote de retraitement de Marcoule (APM) - Installation en cours de cessation d'exploitation.

SARA - Cyclotron de l'Institut des Sciences Nucléaires (CNRS) de Grenoble.

SATURNE - Grand accélérateur national CEA-CNRS installé à Saclay ; il est dédié à la physique nucléaire aux énergies intermédiaires et à la physique des ions lourds. Mis à l'arrêt en 1997.

Section efficace - La section efficace est une mesure de la probabilité qu'une réaction nucléaire donnée se produise au cours de l'interaction d'un noyau (projectile) avec un autre noyau (cible). Cette probabilité est égale au nombre de noyaux cible vus par cm^2 multiplié par la section efficace exprimée en cm^2 .

Section efficace semi-intégrale - La section efficace est en général dépendante de l'énergie du projectile. Lorsque les projectiles ont un spectre en énergie, on peut définir une probabilité d'interaction, toute énergie incidente confondue, à l'aide d'une section efficace moyennée sur le spectre en énergie du projectile. Cette section efficace moyenne est également désignée par section efficace intégrale ; elle se mesure directement dans le cas d'un réacteur par le nombre de noyaux formés au cours d'une irradiation suite à un processus donné (capture, fission par exemple). La section efficace semi-intégrale correspond à une section efficace moyennée sur une bande en énergie étroite du spectre en énergie des projectiles.

SEDE - Site Evaluation and Design for Experiment for radioactive waste disposal : groupe de travail pour l'évaluation des sites et la conception des expérimentations dans les stockages pour les déchets radioactifs (OCDE).

Sellafield - Site nucléaire (retraitement) situé sur la mer d'Irlande ; la NIREX, avait un projet de laboratoire souterrain pour le stockage géologique des déchets ; il a été abandonné en 1997 consécutivement à une décision ministérielle (Grande-Bretagne).

SEMM - Société d'Etudes de Mesures et de Maintenance (18360 - VESDUN) - Contracteur de l'ANDRA.

Sensitivité - Terme utilisé en simulation mathématique pour désigner la dérivée de la fonction par rapport à un paramètre donné.

SERGD - Service d'Etudes et de Recherches sur la Géosphère et l'élimination des Déchets (IPSN).

SESAME - Procédé à l'étude destiné à séparer spécifiquement l'américium.

SGN – Société Générale pour les techniques Nouvelles.

SIALON – Verre contenant de la silice (SI) de l'aluminium (AL) de l'oxygène (O) et de l'azote (N).

Sicral – Appellation des verres de produits de fission issus de combustibles à support de silice et avec des gainages alumine.

Sidérite - Minerai de fer composé de carbonate de fer : FeCO_3 .

Sievert – Unité de mesure d'équivalent de dose de rayonnement ionisant (symbole Sv) – Un équivalent de dose est la grandeur caractérisant l'effet biologique d'une irradiation (ancienne unité : le rem = 0,01 Sv)

Silteuse - Qualifie une formation constituée d'un mélange d'argiles et de sables carbonatés.

SKB - Svensk Kärnbränslehantering AB - Société suédoise de gestion du combustible et des déchets nucléaires (Suède).

Smectite - Minéral de la famille des argiles qui se caractérise par une forte capacité d'échange et un pouvoir de gonflement en présence d'eau.

Sodalite - Composé mixte de chlorure de sodium et d'alumino-silicate de sodium.

Sonochimie – Branche de la chimie qui étudie les effets chimiques des sons (effets des ultrasons sur les réactions chimiques par exemple).

SPA – Spent Fuel Performance Assessment – Exercice de sûreté pour évaluer le stockage direct des combustibles irradiés. Cet exercice est organisé dans le cadre du PCRD de l'Union Européenne.

Spallation - Processus d'interaction d'un proton de haute énergie (plusieurs centaines de MeV) avec un noyau. Dans le modèle de la spallation, le proton incident sur le noyau déclenche à l'intérieur du noyau des chocs successifs sur les nucléons (cascade intranucléaire) conduisant à l'émission d'un nombre copieux de particules secondaires. Ce processus décrit la production importante de neutrons à partir de l'interaction d'un faisceau d'accélérateur de haute énergie avec une cible épaisse constituée d'un matériau lourd comme le plomb ou le tungstène.

SPARTE - SPAllation Ralentissement Transport Evolution - Acronyme désignant un ensemble de codes de calcul, développé au CEA, qui permet de décrire l'ensemble des processus se déroulant dans une cible mince ou épaisse à partir de son bombardement par un faisceau de protons de haute énergie. Appliqué au système hybride, ce code est destiné notamment à la modélisation du transport des particules à l'intérieur d'une cible de spallation et du milieu sous-critique depuis l'énergie initiale du proton jusqu'à la thermalisation des neutrons.

Spécifications de conditionnement - C'est l'ensemble des paramètres d'exploitation et des paramètres garantis prescrits pour le conditionnement d'un déchet.

SPIN - SéParation Incinération - programme lancé par le CEA en 1991 sur la séparation et l'incinération des éléments radioactifs à vie longue, il comporte deux phases : PURETEX et ACTINEX.

STAR – Station de Traitement, d'Assainissement et de Reconditionnement. Destinée au retraitement et au conditionnement des combustibles irradiés (filiales UNGG) – CEA Cadarache.

STE2 - Station de Traitement des Effluents de l'Usine UP₂400. COGEMA - La Hague

STE3 - Station de Traitement des Effluents - Traitement chimique des effluents de faible et moyenne activité et bitumage des boues en résultant (UP3 COGEMA La Hague).

STEL de Marcoule - Station de Traitement des Effluents Liquides de Marcoule.

STEL Saclay - Station de Traitement des Effluents Liquides de Saclay.

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

Stratégies S-T - S-C - Ce sont les stratégies possibles à mettre en place dans le cadre de la loi qui consistent à séparer les radionucléides puis les transmuter (S-T) ou à séparer les radionucléides pour les conditionner (S-C).

SUPERPHENIX - Réacteur prototype industriel à neutrons rapides 1 300 MWé, installé à CREYS-MALVILLE (France). Construction lancée en 1977, divergence en 1985. Aujourd'hui arrêté (annulation en février 1997 par le Conseil d'Etat du décret d'autorisation de 1994).

Synroc - Nom du composé et du procédé australien pour l'incorporation des radionucléides dans une matrice minérale proche d'une roche naturelle (procédé à base de titanates).

Synergique - (effet di et tri) - Caractérise une réaction chimique dans laquelle la présence de 2 ou plusieurs réactifs produisent un effet supérieur à la somme des effets de chacun d'eux utilisé individuellement. Cet effet est utilisé dans l'extraction par solvant en introduisant dans la phrase organique des réactifs appropriés.

Système hybride - ou réacteur hybride est une installation nucléaire où la réaction en chaîne n'est pas entretenue spontanément dans la matière fissile, qui reste en configuration sous-critique ; la réaction en chaîne est provoquée et entretenue grâce à un apport extérieur de neutrons supplémentaires qui peuvent être fournis par un accélérateur qui consomme par ailleurs une partie de l'énergie dégagée par la réaction de fission en chaîne. Les neutrons produits par l'accélérateur sont la résultante d'un bombardement d'une cible de matériau lourd par un flux intense de photons émis par l'accélérateur.

Un système hybride nécessite donc trois composantes principales : un réacteur nucléaire sous-critique, une source de spallation, un accélérateur de protons à très haute intensité.

TAC - Technical Assessment Committee du Canada (Commission d'Evaluation placée auprès de l'EACL pour le programme de stockage géologique).

TAKAHAMA - Centrale nucléaire japonaise exploitée par la firme KANZAI, et située dans l'Est du Japon près de Osaka ; elle devrait recevoir des combustibles MOX en 1999.

TARC - Transmutation by Adiabatic Resonance Crossing : programme de la Communauté Européenne mené au CERN pour l'étude de la transmutation de certains produits de fission à vie longue par les neutrons diffusés dans le plomb.

Taux de combustion - C'est le rapport du nombre d'atomes de plutonium et d'uranium ayant subi la fission, au nombre d'atomes présents au départ ; la combustion massique est l'énergie libérée par unité de masse de combustible. Elle s'exprime en MWj/tonne.

TBP - TriButyl Phosphate : réactif utilisé dans le procédé Purex pour l'extraction de l'Uranium et du plutonium (triestre de l'alcool butylique et de l'acide phosphorique).

TEPCO - Tokyo Electric Power Company : Compagnie d'électricité de Tokyo (Japon).

TES - Conteneur destiné au Transport - à l'Entreposage - au Stockage.

TFA - Très Faiblement Actifs : Classe de déchets nucléaires de très faible activité dont l'activité est comprise entre 0,1 et 74 Bq/g.

THERM - Scénario de recyclage des actinides mineurs produits dans un parc de réacteurs constitués uniquement de REP.

THM – ThermoHydroMécanique ; qualifie en général les essais et codes de calcul qui couplent les effets thermiques, hydrauliques et mécaniques.

THOREX - Procédé de retraitement par extraction par solvant de combustible à base de thorium permettant de récupérer le thorium et l'uranium 233 formé durant l'irradiation.

Thiocyanate – Anion de formule SCN^- dérivant de l'acide thiocyanique (H SCN).

TIER 1 – Concept d'incinération à neutrons thermiques, à flux modéré et à combustible liquide proposé récemment par C. BROWMAN (Etats-Unis) ; l'objectif est d'associer ce type de réacteur avec des réacteurs à eau pour détruire rapidement les actinides sans extraction des produits de fission.

Titanate - Matrice minérale à base d'un silicate mixte de titane et de calcium.

Titanite - Composé à base de titane ; généralement sous forme d'oxyde ; c'est le composé de base utilisé pour fabriquer ensuite par fusion le silicate correspondant.

Toarcien - Etage stratigraphique du Jurassique inférieur, daté de 187 à 180 millions d'années [Odin 1990-94] ; il surmonte directement le Domérien et marque le sommet du Lias ; stratotype défini à Thouars, Deux-Sèvres [A. d'Orbigny, 1849].

Tomographie – Technique d'imagerie qui permet d'obtenir une image tridimensionnelle d'un objet ; la technique utilisée pour les colis de déchets est la tomodensitométrie ; celle-ci permet de reconstituer la composition d'un colis en fonction de la densité des objets (ciment, ferrailles, plastiques, poches d'eau, vides...). Cette technique s'applique aussi au domaine géologique (la sismique, la fracturation...).

Tomographie par interrogation neutronique – Technique de mesure permettant de localiser et d'identifier, par la densité, les matériaux contenus dans un objet par une mesure d'atténuation de photons gamma ou X issus d'une source interrogatrice.

Tomographie par photofission – Technique de mesure permettant de quantifier et localiser la matière fissile contenue dans un objet par la détection des neutrons de fission, émis lors de la réaction de fission. La fission est provoquée par des photons interrogateurs de haute énergie produits par rayonnement de freinage et qui atteignent les matériaux de numéro atomique élevé contenus dans l'objet.

Torche à plasma – Appareil délivrant entre 2 électrodes, portées à une différence de potentiel électrique élevé, un gaz ionisé à très haute température supérieure à 10 000°C. A ces températures, le plasma est l'état normal de la matière. Le plasma d'arc est le plasma formé entre deux électrodes ; le plasma d'arc transféré est une application technique pour le transfert au travers d'un corps solide.

Toshiba – Firme industrielle japonaise spécialisée dans l'ingénierie nucléaire.

Tournemire - Site d'un laboratoire souterrain méthodologique dans l'argile ; situé près de Roquefort dans l'Aveyron, il est établi dans un tunnel ferroviaire désaffecté et exploité par l'IPSN.

Transmutation - C'est l'action par laquelle on modifie un isotope radioactif à vie longue pour en faire soit un isotope à vie courte ou un isotope stable ; la modification intervient par une réaction nucléaire induite par neutrons (capture, fission).

Transnucléaire – Filiale de la COGEMA spécialisée dans les transports nucléaires.

Trias - Première période de l'ère secondaire d'une durée de 35 millions d'années. Il comprend trois phases sédimentaires.

Trio – Système de code de calcul décrivant la stratification des gaz (mécanique des fluides et thermique à 1,2,3 dimensions) – CEA France.

Trivalent – Élément à un degré d'oxydation égale à 3 (voir pentavalent).

TRPO – Oxyde d'alkylphosphine comportant 7 atomes de carbone, utilisé pour l'extraction des actinides.

TRUE – Tracer Retention Understanding Experiment - Expérimentation de traçage en cours dans le laboratoire suédois de Aspö.

TRU WASTE - (TRansUranic WASTE) déchets transuraniens ; déchets renfermant principalement des émetteurs alpha essentiellement du Pu plutonium.

TRU EX - TRansUranic EXtraction - Extraction des éléments transuraniens, procédé américain de retraitement des combustibles usés.

TSX - Tunnel Sealing Experiment - Essai de scellement en galerie ; expérimentation en cours dans l'URL du Canada entre 4 partenaires (AECL, PNC, ANDRA, US – DOE) dont la durée est prévue jusqu'en 2001.

UE – Union Européenne

UNGG - Filière Uranium Naturel Graphite Gaz (type de réacteur) à base de combustible à uranium naturel.

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

UOX- Dénomination du combustible à base d'oxyde d'uranium. (Uranium OXyde)

UP₁ - Usine de Production n° 1 - Usine de retraitement des combustibles UNGG, démarrage en 1958 (CEA puis COGEMA, Marcoule).

UP₂ 400 - Usine de Production n° 2 de 400 tonnes/an de capacité : il s'agit de la première usine de retraitement de La Hague qui a fonctionné jusqu'en 1990 et qui après rénovation et agrandissement a donné lieu à UP₂ 800 (tonnes) qui a été mise en service en 1995.

UP₃ - Unité de Production n° 3 : il s'agit de l'usine de retraitement de La Hague destinée aux combustibles étrangers qui a été mise en service en 1989 ; elle a une capacité de 800 tonnes/an.

Uraninite - Oxyde d'uranium UO₂ - minerai commun d'uranium tétravalent.

Uranium appauvri - produit résiduel après enrichissement de l'uranium naturel ; la teneur en ²³⁵U est voisine de 0,2 %.

Urgonien - Série de roches calcaires rencontrées dans le site du Gard ; l'urgonien fait partie du Crétacé inférieur et est âgé de 115 millions d'années.

URL - Underground Research Laboratory Pinawa -Manitoba, Canada- (Laboratoire Souterrain de Recherches - LSR) - Exploité par EACL au Canada.

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

UT – Unité de Traitement : dans l'ensemble CEDRA de Cadarache, cette unité rassemblera l'ensemble des techniques de décontamination et de conditionnement.

Valduc – Centre de recherche du CEA situé près de Dijon affecté aux recherches pour les besoins de la Défense Nationale.

VALRHO – Abréviation désignant les centres d'études de la VALlée du RHOne du CEA (Marcoule + Pierrelatte).

Vandellos – Première centrale espagnole située en Catalogne et mise en service en 1968. Ce réacteur UNGG a été arrêté en 1989 et est en cours de démantèlement.

Vitrocéramiques – Matrice de confinement en cours d'étude produite par fusion et non par frittage.

Vitro-cristallins - Matrice de confinement en cours d'étude avec deux phases : une phase vitreuse et une phase d'oxyde.

VVER 440, 640 et 1000 – Vodo-Vodianoï Energuetitchekii Reaktor – Type de réacteur nucléaire Russe à eau sous pression.

Wellenberg - Site retenu par la CEDRA/NAGRA (Suisse) dans le canton de Nidwald pour le dépôt final des déchets de faible et moyenne activité. La roche hôte est une marne valanginienne. L'accès du dépôt est à flanc de montagne à environ 550 m d'altitude ; le sommet de la montagne se situe entre 1200 et 1300 m.

WIPP - Waste Isolation Pilot Plant - Installation pilote de confinement des déchets (Carlsbad, Nouveau-Mexique, Etats-Unis) destinée aux déchets militaires (déchets contenant des transuraniens).

Witheshell Laboratory - Centre de recherche canadien situé près de Pinawa dans le Manitoba (Canada) appartenant à l'EACL.

Würenlingen – Située dans le canton d'Argovie (Suisse), cette cité abrite le dépôt intermédiaire centralisé « ZWILAG » pour l'ensemble des déchets nucléaires.

Yucca Mountain – Nevada - USA - site prévu pour le stockage des déchets ; en voie de qualification principalement pour les combustibles usés civils.

Zéolithe – Silicate naturel complexe utilisé souvent pour ses propriétés sorbantes.

Zircon – Silicate naturel de Zirconium – minéral très résistant aux altérations $ZrSiO_4$.

Zircone – Appellation de l'oxyde de zirconium ZrO_2 .

Zirconolite - Silicate mixte de zirconium $CaZrTi_2O_7$.